



РОСАТОМ



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

БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ХIII Международная научно-практическая
конференция

Тезисы докладов
Обнинск, 27-30 ноября 2017 г.

Обнинск 2017

УДК 621.039:5

Будущее атомной энергетики. XIII Международная научно-техническая конференция (Обнинск: 27-30 ноября 2017)

- Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2017

Future of Nuclear Power: XIII International conference (Obninsk: 27-30 November 2017)

- Obninsk: OINPE NRNU MEPHI, 2017

Конференция посвящена проблемам системного анализа, математического моделирования, информационных технологий, технологий мультимедиа, интеллектуальных технологий, компьютерных технологий в образовании, инженерной психологии и эргономике.

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

Учредители конференции

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

Организатор конференции

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

Тезисы представлены в авторской редакции

©ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2017 г.

© Авторы, 2017 г.

СЕКЦИЯ I

РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНЫХ КОМПЛЕКСОВ SERPENT 2 И SCALE (SAS2) ДЛЯ АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ХАРАКТЕРИСТИК ТВС РЕАКТОРА ВВЭР-1000 НА ВСЕХ ЭТАПАХ ЭКСПЛУАТАЦИИ

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

Проблема безопасного обращения с радиоактивными отходами (РАО) и отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) является необходимым элементом современного ядерного топливного цикла. Развитие ядерной энергетики в новых странах подразумевает подготовку собственных квалифицированных кадров.

Основным международным проектом РФ в области ядерной энергетики является строительство реакторных блоков ВВЭР (ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200). Проблема безопасного обращения с ОЯТ при эксплуатации реакторных блоков сводится к анализу ядерной и радиационной безопасности при выгрузке ядерного топлива и его дальнейшем хранении в бассейне выдержки, т.е. эволюции состояния параметров ОЯТ в течение нескольких лет.

В настоящее время для оценки параметров ОЯТ и их эволюции во времени используется ряд международных программных комплексов. Данная работа посвящена оценке, анализу и сравнению параметров безопасности характеристик ТВС реактора ВВЭР-1000, полученных в настоящей работе с помощью программных средств SERPENT 2 и SAS2 (SCALE5) с другими методиками [1]. Анализ характеристик ядерного топлива проведен в настоящей работе для нескольких этапов эксплуатации.

Для анализа была использована тепловыделяющая сборка (ТВС) реактора ВВЭР-1000 со стандартными параметрами. Помимо каналов для ТВЭЛ в модели присутствует 12

направляющих каналов, представляющих собой заполненные водой стальные трубы с циркониевой оболочкой.

Для свежего топлива проведены расчеты спектров гамма излучения и оценка их мощности дозы на поверхности ТВС и на расстоянии 0,5; 1,0 и 2,0 м от ее поверхности по модулю SERPENT 2.

В области энергий меньше 0,8 МэВ погрешность спектра, рассчитанная с использованием SERPENT 2, приемлема в сравнении с программным комплексом SCALE. Спектр гамма-излучения выше этой энергии определяется в основном спонтанным делением. Программа SERPENT 2 в отличие от SCALE не рассчитывает спектр гамма-излучения от спонтанного деления, а указывает только полную скорость спонтанного деления. Однако видно, что эта величина мала и не оказывает существенного влияния на суммарный результат.

В настоящей работе сравниваются мощности дозы только гамма-излучения как свежего, так и облученного топлива (ТВС, бочки с ТВС и ОТВС) на поверхности и на расстояниях 0,5; 1,0 и 2,0 м от него. Получено удовлетворительное согласие данных по SERPENT 2 с результатами расчетов по SCALE 4 [1].

Значения K_{∞} , рассчитанные по разным программам, близки друг к другу при разных уровнях выгорания. Отклонение результатов до уровня выгорания в 30 Мвт.сут/Кг ТМ является незначительным и почти постоянным. После выгорания в 30 Мвт.сут/Кг ТМ, когда K_{∞} становится приблизительно равным 1,0, расхождения в результатах увеличиваются.

Для отработавшего топлива после 3 лет выдержки проведены расчеты спектра гамма-излучения, активности, тепловыделения и мощности дозы с помощью программ SERPENT 2 и SAS2 (SCALE5). Суммарная мощность дозы от гамма-излучения и нейтронов на поверхности транспортного контейнера с ОТВС рассчитывалась в настоящей работе с использованием только программы SCALE5 (SAS2).

При сравнении различных значений можно наблюдать систематическое отклонение данных, полученных по программе SCALE с результатами программы SERPENT. Основной причиной этого различия является многогрупповое

приближение, принятое в симуляциях комплекса SCALE. Кроме того, пространственные аппроксимации, используемые в детерминированном анализе, также частично отвечают за часть расхождений между результатами SCALE и SERPENT.

Литература

1. Margaret B. Emmett. Computational Benchmark Problems for VVER-1000 Mixed Oxide Fuel Cycle. ORNL/TM-1999/207.

ТЕСТИРОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА SERPENT 2 И РАСЧЕТ КАМПАНИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ВВР-Ц

*В.В. Колесов, Ю.Е. Каражелевская, О.Ю. Кочнов,
А.М. Терехова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц (исследовательский водо-водяной реактор – целевого назначения) входит в состав АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» и находится на его территории. В структуре института реактор организационно объединён с рядом научных и технологических подразделений, образуя научно-технический комплекс реактора.

Реактор ВВР-ц был специализирован для проведения широкого круга работ в области радиационной химии, радиохимии, радиационного материаловедения, структурных нейтронно-графических исследований, активационного анализа, нейтронного трансмутационного легирования полупроводников и много другого

В работе рассмотрена возможность проведения расчетов сложной нестандартной геометрии исследовательского реактора ВВР-ц на программном комплексе Serpent2. Расчеты реальной кампании реактора проведенные с использованием программного комплекса Serpent 2 сравниваются с расчетами по программному комплексу MCNP в связке с программой расчета выгорания VisualBurnOut и с данными из архива.

Литература

1. Кочнов О.Ю., Лукин Н.Д. ВВР-ц – этапы реконструкции реактора. Тезисы доклада на XI Российское совещание “Безопасность исследовательских ядерных установок” (Дмитровград, 25-30 мая 2009 г.), стр. 35-36.

CALCULATION OF NEUTRON-CAPTURE REACTIONS CONTRIBUTION TO ENERGY RELEASE IN VVER-1000 USING SERPENT CODE

*R. B. Bahdanovich, K. Pázmán, G. V. Tikhomirov
National Research Nuclear University MEPHI, Moscow*

Introduction

Knowing the value of the energy release in fuel elements precisely is important for the design and operation of nuclear reactors. Most of the energy is produced by fission, but a non-negligible percentage is coming from neutron-capture reactions. In the article [1], a method is proposed for calculating the contribution of neutron-capture reactions to effective energy release. The aim of this work is to repeat some of the presented calculations using SERPENT Monte-Carlo transport code, to cross-verify the results and the used codes.

Physical background

The effective energy released (per fission) can be expressed as:

$$E_{efe} = E_f - \Delta E_n - \Delta E_{\beta\gamma} + E_{capt} \quad (1)$$

Where: E_f -the fission energy, ΔE_n – adjustment considering the loss of fission neutrons kinetic energy after an absorption which leads to fast fission, $\Delta E_{\beta\gamma}$ – adjustment considering that energy release from fission fragments decay is delayed and E_{capt} – energy released in neutron-capture reactions.

Models

We used a cross section library and a thermal scattering library based on ENDF/B-VII database. For calculating effective energy release components, we used decay energy yields table values based on data from Nubase2012 [3] and ENDF/B-VII.I. [2].

The simplest model of a VVER-like critical system is an equivalent cell. Its geometrical parameters are like a fuel pin and its vicinity in a VVER-1000 fuel assembly and material composition is a simplified version of regular VVER fuel assemblies' material compositions with no fission products. For performing more complex calculations, two modified VVER-1000 fuel assemblies were modeled: 13ZS, which consist of 312 UO_2 fuel pins and 19 steel guide channels and 30ZSV, in which 9 fuel pins contain gadolinium.

In all models, the moderator contains boric acid in such amount that makes the multiplication factor equal one while using reflective boundary conditions. The calculations were carried out at cold and hot temperature states.

Results

We can conclude, that we got quantitatively and qualitatively similar result to the ones in [1]:

The results obtained using SERPENT are in the same order of magnitude as the result of previous calculations, their relative difference is around 1%, the same as between MCU and MCNP results. The various phenomena observed in [1], can be observed in the SERPENT results as well:

- The contribution of capture reactions to the effective energy release is larger in hot state than in cold state, because the capture cross section of ^{238}U is increased by Doppler-broadening.
- The presence of gadolinium makes the capture energy release contribution larger, because the energy release of (n,γ) reaction in gadolinium is three times higher than of (n,α) reaction in boron.

References

1. G. Tikhomirov, R. Bahdanovich, and P. Pham, Precise calculation of neutron-capture reactions contribution in energy release for different types of VVER-1000 fuel assemblies, EPJ Web of Conferences 153, 07007 (2017)

2. Nuclear Data Information System (JANIS), available online. URL: <http://www.oecd-nea.org/janis/>

3. B. Pritychenko, A. Sonzogni, Q-value Calculator (QCalc) NNDC, Brookhaven National Laboratory, URL: <http://www.nndc.bnl.gov/qcalc>

МОДЕРНИЗАЦИЯ КОНСТРУКЦИИ МИШЕНИ ДЛЯ НАРАБОТКИ МОЛИБДЕНА

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

Развитие ядерной медицины сегодня связано с радионуклидной диагностикой и лечением онкологических заболеваний. В связи с этим, увеличение наработки радионуклида медицинского назначения ^{99}Mo является важной задачей. Осуществление данной задачи, главным образом, зависит от конструкции мишеней, располагающихся в технологическом канале в активной зоне реактора.

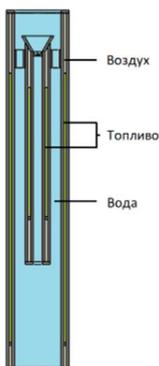


Рис.1. Модель модернизированной мишени для наработки ^{99}Mo

В работе [1] была представлена модернизированная модель мишени по типу «труба в трубе», в которой из-за особенностей конструкции не использовалась центральная часть. Поэтому был рассмотрен вариант мишени с центральным сердечником, наиболее полно использующим пространство трубы. Для

реализации этой идеи было решено использовать модернизированный вариант мишени (рис. 1).

По сравнению с предыдущей версией мишени [2], количество топлива и энерговыделение уменьшилось. Однако также уменьшилась температура теплоносителя, как средняя, так и максимальная, что дает возможность в дальнейшем увеличить количество топлива в мишени.

Литература

1. Колесов В.В., Кочнов О.Ю., Фомин Р.В. Оценка увеличения производства ^{99}Mo при различных компоновках активной зоны на реакторе ВВР-ц. // Ядерная энергетика. Известия вузов. №1, - М., 2013.

2. Фомин Р.В., Зевякин А.С., Колесов В.В., Соболев А.В., Кочнов О.Ю. Модернизация мишеней для наработки молибдена. // Инновации в атомной энергетике. Сборник докладов. – М., НИКИЭТ, 2017.

ВЛИЯНИЕ ПОЯВЛЕНИЯ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТВС НА РЕЖИМЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВВЭР

*Э. Адыгюзель, А.М.Терехова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Г. Обнинск*

Повышение эксплуатационной безопасности АЭС, в том числе ВВЭР – это один из важнейших вопросов сегодня. Оболочка твэлов является вторым барьером безопасности, поэтому качество и скорость контроля герметичности оболочек твэлов неизбежно важно. При эксплуатации ядерного топлива на АЭС возможна разгерметизация оболочек твэлов. Разгерметизацией ТВС называют ситуацию, когда оболочка твэла оказалась повреждена — в этом случае радиоактивные материалы: газообразные продукты деления и летучие элементы, в частности, криптон, ксенон, йод, цезий — попадают из топливной таблетки в первый контур охлаждения реактора. В таблице 1 представлены периоды полураспада и кумулятивные

выходы криптона, ксенона, йода, цезия при делении ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu .

Целью данной работы является исследование особенностей выхода продуктов деления из негерметичных твэлов при работе реактора ВВЭР.

Расчеты велись на программном комплексе Serpent.

Разгерметизация оболочки в процессе эксплуатации возможна вследствие производственного дефекта при изготовлении, из-за нарушения условий эксплуатации, в результате механического повреждения тепловыделяющей сборки посторонними предметами (дебризами), которые могут присутствовать в контуре теплоносителя, и др.

В работе была смоделирована ТВС ВВЭР1200. Рассчитано влияние разгерметизации оболочек твэлов на нейтронно-физические и другие характеристики реактора.

Таблица 1

Периоды полураспада и кумулятивные выходы криптона, ксенона, йода, цезия при делении ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu

Изотоп	Период полураспада	Кумулятивный выход, %		
		^{235}U	^{239}Pu	^{241}Pu
^{85}Kr	10,7 лет	0,286	0,265	0,083
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	4,48 ч	1,29	0,563	0,403
^{87}Kr	76 мин	2,55	0,894	0,751
^{88}Kr	172 мин	3,538	1,26	0,978
^{133}Xe	5,24 сут	6,7	7,02	6,73
^{135}Xe	9,08 ч	6,54	7,62	7,17
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	15,7 мин	1,11	1,7	1,18
^{131}I	8,04 сут	2,89	3,86	3,1
^{132}I	2,28 ч	4,31	5,39	4,56
^{133}I	20,8 ч	6,69	6,98	6,72
^{134}I	52,6 мин	7,83	7,45	7,87
^{135}I	6,61 ч	6,28	6,42	6,94
^{134}Cs	2,062 года			
^{133}Cs		6,7	7,02	6,73
^{137}Cs	30,2 года	6,2	6,62	6,65

Литература

1. Ю.Е. Каражелевская, В.В. Колесов, А.М. Терехова. Использование программного комплекса Serpent для проведения нейтронно-физического расчета реакторов. –М: Обнинск, 2016.
2. Герметичность топливных элементов легководных реакторов// Сайт ИЭЯИ [электронный ресурс] Режим доступа:http://sosny.bas-net.by/wpcontent/uploads/2014/01/bul_2013_3.pdf (дата посещения 20.11.2017)

REVIEW ON SOLUBILITY OF INDIVIDUAL SUBSTANCES IN SODIUM

E.V. Varseev¹, N.E. Varseeva²

^[1]*Rosatomtech Obninsk*

^[2]*Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, Obninsk*

Liquid metals such as sodium, potassium, lead, bismuth and their alloys are considered as coolants for fast reactors already built and those under development now. To provide reliable operation of nuclear facility with a liquid metal coolant it is necessary to maintain amount of impurities in them at the specific level by means of special equipment. Designing of such equipment require a number of physical constants and reference data for properties of nuclear materials [1].

Table
Recommended temperature relations for solubility of substances in Na
(ppm)

	<i>Formula</i>	<i>ΔT, K</i>		<i>Formula</i>	<i>ΔT, K</i>
O ₂	lgS = 6.194-2348/T	383-823	Ni	lgS = 2.07-1570/T	573-1173
H ₂	lgS = 6.467-3023/T	383-823	Cr	lgS = 6.3-6100/T	773-1198

Na ₂ O	$\lg S = 1.2 - 1777/T$	373–873	Fe	$\lg S = 4.72 - 4116/T$	658–1173
-------------------	------------------------	---------	----	-------------------------	----------

Solubility of individual substances in liquid metal coolants is the principal parameter necessary for studying mass transfer processes in liquid metals. Any kind of heat and mass transfer simulation requires precise data on thermal conductivity, viscosity and density of coolant and its impurities, their diffusion coefficients and solubilities [2].

Analysis performed in this work allowed to draw recommended temperature dependencies for principal substances in sodium.

Analysis shown that difference between solubility of pure components and complex compounds can be explained by thermodynamic activity of the metals. Activity coefficient incorporated in recommended formula for solubility calculations allows one to predict solubility of metallic components of steel in sodium with satisfactory accuracy.

In regards with the scarcity of experimental data available, approach based on using activity coefficients allows to determine decrease of solubility of metals out of steel in comparison with pure metal only at qualitative level. The exception can be made for chromium, for which solubility for pure metal is three times higher than for austenitic steel with 12 % of chromium content.

Poor accuracy of solubility data for principal impurities in sodium demonstrated in this paper, signals on necessity to continue studying this field. The following directions could be highlighted:

- elaboration of solubility data in wider range of temperature;
- accurate measurement of pure metal solubility in sodium with non-metallic impurity;
- measurement of “true” solubility, i.e. the solubility not effected by other impurities presence, of several substances in sodium.

This work along with compilations [3, 4] is another step in gathering and analyzing the most complete data set of impurities solubility in sodium.

References

1. Varseev E.V. Fundamental Characteristics of Liquid Metals. Diffusion Coefficients of Individual Substances in Sodium. / Proceedings of scientific works of students awarded by regional prize. Issue 9. – Kaluga: KSU, 2013. – P. 23-32. (in Russian)

2. Varseev E.V. Fundamental Characteristics of Liquid Metals. Diffusion Solubility of Individual Substances in Sodium. / Proceedings of scientific works of students awarded by regional prize. Issue. 10. – Kaluga: KSU, 2014. – P. 11-21. (in Russian)

3. Comparative assessment of thermophysical and thermohydraulic characteristics of lead, lead-bismuth and sodium coolants for fast reactors // TECDOC-1289. Vienna: IAEA. 2002. – P.72.

4. Borgstedt H.U., Guminski C. Solubility data series, v. 63 Metals in Liquid Alkali Metals, Part I: Be to Os (1996) Oxford: Oxford University Press. – 1996. – P. 310.

ИННОВАЦИОННОЕ ТОПЛИВО ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МОЩНОСТЬЮ 10 МВт

*Ю.В.Левченко, А.В. Зевяин, Ю.Е. Каражелевская,
А.М. Терехова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В настоящее время прослеживается заметный интерес к исследовательским реакторам для применения в различных областях науки и технологий. Одним из самых актуальных является рынок радиоизотопных продукции в области медицины. С точки зрения ядерной медицины интерес вызывают следующие изотопы: ^{90}Y , ^{88}Re , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{99}Mo , ^{68}Ga и другие. Исследовательский ядерный реактор мощностью до 10 МВт с топливной кампанией не менее 10 лет позволит снизить затраты на обращение со свежим топливом и отработавшим ядерным топливом, и снизить проблему учета, контроля и нераспространения ядерных материалов.

Целью работы является разработка концепции серийного исследовательского реактора малой мощности, предназначенного для наработки радиоизотопной продукции,

потенциально способной преодолеть порог коммерциализации. В связи с тем, что реактор предполагается эксплуатировать в странах с небольшим опытом в области использования ядерных технологий, одним из основных критериев является требование к продолжительной безперегрузочной кампании реактора, а также минимизация работ по обслуживанию.

В работе рассматривается перспектива использования карбидного топлива в исследовательском реакторе для экспорта в страны с развивающейся атомной энергетикой. Выбор топливной композиции для исследовательского реактора является важной частью при обосновании как нейтронно-физических, так и экономических характеристик реакторной установки, а так же является важной частью влияющей на специфику управления самоподдерживающейся цепной реакцией деления в ядерном реакторе. Для уменьшения экономической составляющей в проекте данной активной зоны исследовательского реактора используются конструкционные материалы и конструктивные решения, которые имеют большой опыт эксплуатации в отечественной энергетике. В качестве рассматриваемых топливных композиций в данной работе выбраны UO_2-ThO_2 и PuO_2-ThO_2 . В ходе исследования были получены характеристики по выгоранию исследуемых топливных составов, начальному запасу реактивности и длительности топливной кампании [1-2].

Простое устройство реактора, отсутствие несущего давление корпуса, применение дешевого теплоносителя (воды), малое количество активируемых конструкционных материалов, относительная компактность установки в целом, а также использование топлива общепромышленного обогащения делают концепцию исследовательского реактора привлекательной не только с технической, но и экономической точек зрения. Применение топлива с обогащением ниже 20% позволяет обеспечить экспортный потенциал.

* Исследование выполнено в рамках субсидии на финансовое обеспечение выполнения государственного задания на выполнение государственных услуг тема № 00-г-995-2203.

Литература

1. Бойко В.И., Гаврилов П.М., Шаманин И.В., Герасим М.Г., Нестеров В.Н. Критические нейтронно-физические параметры уран-ториевых и плутоний-ториевых сплавов, Известия Томского политехнического университета. 2006. Т. 309. № 1
2. Муругов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.М. Использование тория в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 96 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА SERPENT

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

В работе был произведён расчёт нейтронно-физических характеристик тепловыделяющей сборки (ТВС) реактора со сверхкритическими параметрами с использованием программного комплекса Serpent [1].

Расчётной моделью является ТВС реактора со сверхкритическими параметрами (рис. 1), которая состоит из 253 тепловыделяющего элемента, 18 регулирующих стержней и центральной трубы.

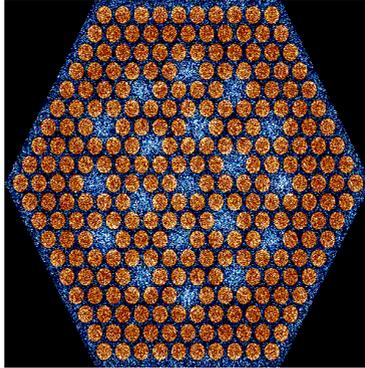


Рис.1. Схема ТВС сверхкритического реактора

Рассматривается поведение нейтронно-физических характеристик топлива при изменении количества разбиений топливного столба по высоте. Для этого производятся 2 расчёта (рис. 2).

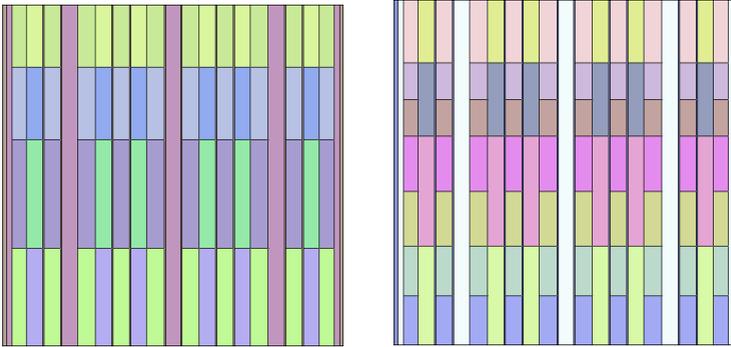


Рис.2. Сечение ТВС с 4 и 7 разбиениями по высоте топливного столба

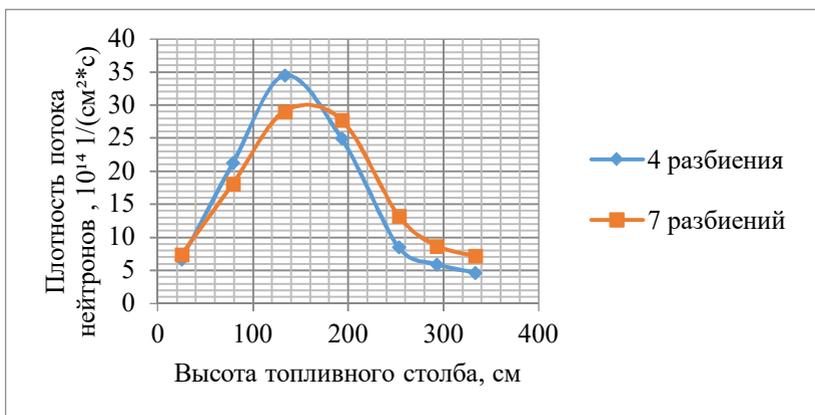


Рис.3. График зависимости плотности потока нейтронов от высоты топливного столба

Для того, чтобы расчёт стал более точен производится интерполяция плотности воды в зависимости от высоты. Неотъемлемой частью исследования является значение нейтронного потока на каждом уровне (рис. 3).

Литература

1. Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code; June 18, 2015

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАВИСИМОСТИ СКОРОСТИ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ ОТ ЭНЕРГИИ НЕЙТРОНОВ И ПЛОТНОСТИ НЕЙТРОННОГО ПОТОКА

К.В. Локтаев
НИЯУ МИФИ, г. Обнинск,

Обращение с радиоактивными отходами (РАО) ядерной энергетики – один из ключевых вопросов, определяющих приемлемость и масштабы развития этой отрасли энергопроизводства. Разработанные в настоящее время подходы и технологии обращения с РАО основаны, главным образом, на

концепции пассивной защиты путем создания многочисленных барьеров на пути проникновения РАО в биосферу. Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) представляет угрозу для окружающей среды при утечке из хранилищ.

В последние два десятилетия ведутся активные поиски физических решений по обезвреживанию долгоживущих РАО, основанные на их ядерной трансмутации, т.е. превращении в короткоживущие или стабильные нуклиды. Идея такого превращения (трансмутации) была высказана давно и подробно обсуждалась, например, на международном семинаре в Обнинске [1], и, в частности, в одной из первых работ, где рассматривались возможности использования специализированных быстрых реакторов-выжигателей для трансмутации МА [2]. Исследования по физике трансмутации РАО позволят, по крайней мере, сформулировать концептуальные технические требования к установкам для выжигания МА.

В данной работе были поставлены следующие цели:

- исследовать чувствительность скорости трансмутации МА к изменению спектра.
- исследовать чувствительность скорости трансмутации МА к изменению плотности нейтронного потока.
- сравнение скорости трансмутации для разных энергетических зависимостей плотностей нейтронного потока.

Энергетическая зависимость плотности нейтронного потока была приставлена в многогрупповом приближении. При этом, было задано 27 энергетических групп начиная с 10^{-5} до $1.4 \cdot 10^7$ эВ. Таким образом было получено детальное изменение концентрации нуклида от энергии (рис. 1).

В качестве функции изменения количества конкретного нуклида бралась безразмерная величина $\tau(X)$ [3], формула которой:

$$\tau_i(X) = 1 - \frac{\text{final content in nuclide } X}{\text{initial content in nuclide } X}$$

Из формулы следует, что чем ближе τ к единице, тем эффективнее процесс трансмутации.

МА	^{237}Np	^{241}Am	^{243}Am	^{244}Cm	^{245}Cm
Соотношение, %	56,2	26,4	12	5,12	0,28

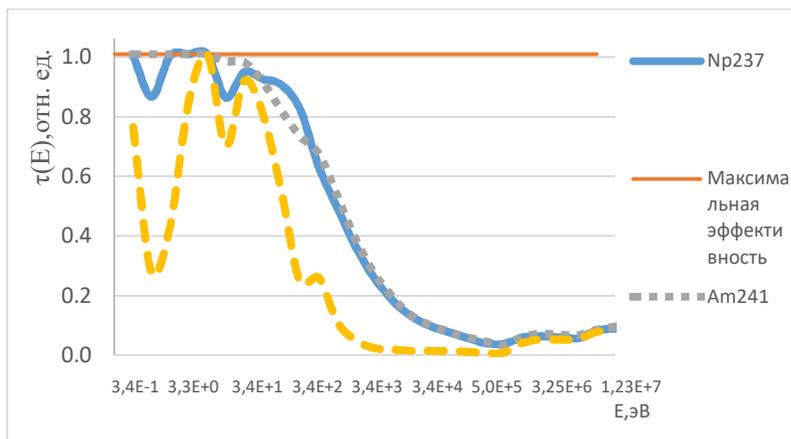


Рис.1. Эффективность трансмутации для состава МА в выгружаемом топливе

В данной работе исследовался нуклидный состав, в котором соотношения нуклидов соответствовало выгружаемому топливу реактора PWR.

В результате, была опробована методика выбора такой энергетической зависимости плотности нейтронного потока, которая обеспечивает оптимальные условия для скорости трансмутации МА и долгоживущих осколков деления.

Литература

1. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. Proceedings of a Specialists Meeting held in Obninsk, Russian Federation, 22-24 September 1992. IAEA-TECDOC-693. IAEA, 1993.
2. Matveev V.I., Ivanov A.P., Efimenko E.M. Concept of Specialized Fast Reactor for Minor Actinide Burning. In [1], p.114.
3. Kooyman T., Buiron L. Sensitivity analysis of minor actinides transmutation to physical and technological parameters // EPJ Nuclear Sci. Technol. -2015, №1.

ПОДХОДЫ К УТОЧНЕНИЮ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ЭЛЕКТРОРАДИОИЗДЕЛИЙ

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

При расчете показателей надежности аппаратуры надо располагать данными о показателях надежности элементов. Основной характеристикой надежности элементов, приводимой в справочниках (технических условиях и других технических документах), является интенсивность отказов [1].

При расчетах надежности электрорадиоизделий (ЭРИ) необходимо помнить, что интенсивность отказа зависит от режима работы данного изделия. Существенно ухудшают интенсивность отказа ЭРИ механические нагрузки (вибрация, удары, линейные перегрузки), относительная влажность воздуха, давление окружающей среды, резкие изменения температуры и т.п. Таким образом, интенсивность отказов данного типа элемента в реальных условиях работы вычисляется по формуле:

$$\lambda_i = \lambda_{i0} * K_N * K_\Theta * K_t \dots$$

где λ_{i0} – интенсивность отказа элемента, работающего в нормальных условиях при номинальной электрической нагрузке,

K – поправочные коэффициенты, зависящие от различных воздействующих факторов [2].

Основными поправочными коэффициентами являются: коэффициент нагрузки элементов, коэффициент температуры и коэффициент степень жесткости условий эксплуатации.

Целью данной работы является определение алгоритма уточнения поправочных коэффициентов для оценки интенсивности отказов ЭРИ в заданных условиях. Результаты работы позволят уточнить существующие коэффициенты для предупреждения и снижения частоты отказов ЭРИ, а также

предотвращать отказы элементов и систем из-за ошибок персонала.

Литература

1. Боровиков С.М. Теоретические основы конструирования, технологии и надежности. — Мн.: Дизайн ПРО, 1998.С. 131.
2. Боровиков С. М., Цырельчук И. Н., Троян Ф. Д. Расчёт показателей надёжности радиоэлектронных средств : учеб.-метод. пособие; под ред. С. М. Боровикова. – Минск : БГУИР, 2010. С. 39.

ГЕТЕРОГЕННОЕ ОПИСАНИЕ ТВС РЕАКТОРА БР–1200 ДЛЯ ОЦЕНКИ КОРРЕКТНОСТИ РАСЧЕТНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ СУЗ

*Е.В.Богданова, Р.Б.Богданович, С.Н.Рыжов, М.Ю. Терновых,
Г.В.Тихомиров
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

БР–1200 – энергоблок с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем и монокридным уран-плутониевым (СНУП) топливом с двухконтурной схемой отвода тепла к турбине с закритическими параметрами пара. Разработка проекта реактора является одним из направлений реализации проекта «ПРОРЫВ». Ключевое требование концепции сводится к исключению наиболее тяжёлых радиационных аварий в основном за счет свойств и качеств естественной безопасности, присутствующих в балансе нейтронов в БР.

Целью работы являлась оценка корректности определения эффективности системы СУЗ БР–1200 с использованием кода MСU–FR. Использовался опыт разработки моделей быстрых реакторов [1,2]. Моделировался прототип реактора, концентрации материалов приближенно отражают реальные составы. Ряд элементов упрощены по сравнению с прототипом. Рассматривались 16 вариантов положения органов регулирования в соответствии с проектными требованиями.

Модель реактора БР–1200 представляет собой 547 шестигранных ячеек, расположенных в соответствии с заданной картограммой, активная зона разделена на три подзоны – центральную, промежуточную и периферийную – отличающиеся высотой топливной части ТВС для выравнивания радиального распределения нейтронного потока и мощности.

В различных подзонах имеются 19 ТВС с органами аварийной защиты, 36 ТВС с органами компенсации реактивности и 6 устройств пассивного ввода отрицательной реактивности.

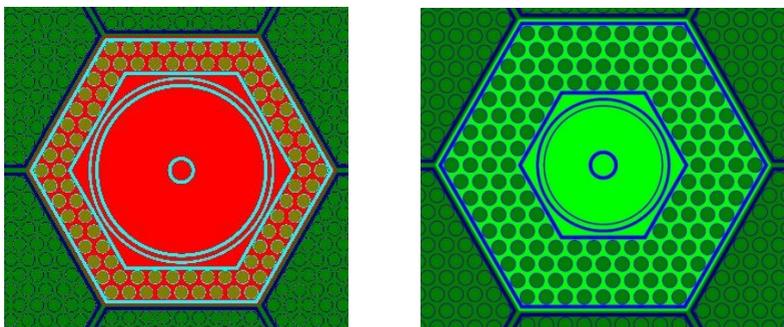


Рис. 1. Гетерогенные модели ТВС с органами регулирования

При моделировании реактора в гомогенном представлении в MCU–FR каждая шестигранная ячейка разбивается по вертикали на слои, имеющие гомогенные составы. Число различных составов – 70. Температура элементов ТВС принята равной температуре топлива, а температура отражателя принята равной температуре конструкционных материалов.

При моделировании БР–1200 в гетерогенном представлении подробно описываются чехол ТВС, гелиевый зазор и тепловыделяющие элементы. Примеры гетерогенного моделирования ТВС в MCU–FR представлены на рис. 1.

Сравнение результатов расчета показало, что отличие в коэффициенте размножения реактора ($K_{эфф}$) для всех 16 состояний СУЗ между гомогенной и гетерогенной моделями ТВС не превысило 1%. Гомогенизация ТВС приводит к

уменьшению $K_{эфф}$ во всех случаях. Наибольшее отклонение наблюдается для вариантов с большим числом введенных в активную зону поглощающих стержней.

Литература

1. G. Tikhomirov, R. Bahdanovich, A. Smirnov, I. Saldikov, M. Ternovykh, A. Gerasimov. Test tasks for verification of program codes for calculation of neutron-physical characteristics of the BN series reactor. EPJ Web of Conf., Volume 153, 05013 (2017)

2. I. Saldikov, M. Ternovykh, P. Fomichenko, A. Gerasimov. The scheme for evaluation of isotopic composition of fast reactor core in closed nuclear fuel cycle, IOP Conf. Series: [Journal of Physics: Conf. Series, Volume 781](#) (2017), [Number 1](#)

РАЗРАБОТКА ПРОЕКТА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ВВЭР-СКД 30 МВт НА ВОДЕ СВЕРХКРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ

*Г.С. Новикова, Г.П. Богословская
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Водоохлаждаемые реакторы при сверхкритическом давлении (СКД) теплоносителя рассматриваются в качестве перспективы развития технологии водоохлаждаемых энергетических реакторов, имеющей многолетний практический опыт, являются одним из шести направлений, разрабатываемых по международной программе GEN-IV, в соответствии с которой их внедрение предполагается к 2030 г.

Создание Супер-ВВЭР – дальнейшее развитие корпусных водоохлаждаемых реакторов IV поколения, которые должны появиться после АЭС-2006, АЭС-2010 (поколение 3+).

Начиная с 2006 г. в результате совместных работ ОКБ «Гидропресс», ГНЦ РФ-ФЭИ, «Курчатовский Институт» разработана проектная концепция реактора ВВЭР-СКД с быстро-резонансным спектром нейтронов и мощностью $N_{э} = 1700$ МВт при двухходовой схеме охлаждения. Данная концепция рассматривается основной для усовершенствования

технологии ВВЭР с возможностью перехода к использованию МОХ-топлива на основе (U-Pu-Th)- композиции и замыканию топливного цикла. Для отработки накопленных знаний необходимо возведение и демонстрация экспериментального реактора небольшой мощности $\cong 30$ МВт.

В разрабатываемом проекте рассматривается как одноходовая схема движения теплоносителя, так и двухходовая.

При одноходовой схеме движения теплоносителя величина подогрева велика 250 °С. Такой перепад температуры приводит к неравномерности в распределении энерговыделения по твэлам и к большим различиям в выходных температурах теплоносителя, оболочек твэл. Помимо вышесказанного плотность теплоносителя изменяется по высоте в ~ 8 раз, спектр нейтронов - от теплового до быстрого. Требуется использование сложной схемы профилирования обогащения топлива.

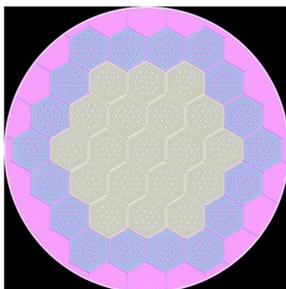


Рис. 1. Активная зона при двухходовой схеме охлаждения

Для уменьшения указанных проблем предлагается использовать двухходовую схему охлаждения, в соответствии с которой активная зона разделена по радиусу на центральную и периферийную зоны с примерно одинаковым числом ТВС (рис. 1).

Потоки теплоносителя в опускном и подъемном участках разделяются при ~ 385 °С. В опускном участке плотность изменяется в ~ 3 раза, в подъемном – в 2,2 раза. Таким образом, спектр нейтронов по высоте изменяется мало, а будет изменяться по радиусу. В этом случае не потребуются сложного профилирования обогащения топлива для выравнивания

энерговыделения по объему активной зоны. Все конструкции ТВС будут работать при вдвое меньшем перепаде температуры.

Рассмотрены различные топливные загрузки: уран-плутониевая, уран-ториевая и смешанная, когда (U+Pu) расположена в ЦЗ, а (U+Th) – в ПЗ.

Литература

1. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Кириллов П.Л., Клушин М. Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД – основной претендент в «Супер-ВВЭР»: Препринт ФЭИ - 3188, Обнинск, 2010

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ГРУППОВЫХ ПАРАМЕТРОВ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ ПРИ ИЗМЕРЕНИИ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОРГАНОВ СУЗ

*В.А.Мишин, В.Ю. Колмыков, А.М.Жуков
ИАТЭ НИЯУ МИФИ г. Обнинск*

Эффективность органов ручного регулирования, системы компенсации реактивности и аварийной защиты является одной из важнейших характеристик, определяющей проектные пределы реакторов. Высокая точность вычисления эффективности органов СУЗ имеет важное значение при технико-экономическом обосновании реакторов.

Цель работы заключается в определении влияния значений групповых параметров запаздывающих нейтронов и расположения детекторов на значение вычисляемой реактивности.

Эксперименты по измерению реактивности были проведены на критической сборке БФС-105 (критический стенд БФС-1). Эта сборка представляла собой бенчмарк по проблеме быстрых реакторов, охлаждаемых водяным паром, и состоит из активной зоны, заполненной МОХ - топливом и бокового экрана.

Вычисление реактивности производилось с помощью программы цифрового реактиметра на базе комплекса

критических стенов БФС методом обращенного решения уравнения кинетики [1]. При вычислении вводимой отрицательной реактивности использовались библиотеки нейтронных констант БНАБ-93, JEFF 3.1 и ENDF-B/VII [2].

При обработке экспериментальных файлов данных с использованием различных групповых параметров запаздывающих нейтронов были получены значения реактивности, разброс которых достиг 13%. Максимальное расхождение в значениях эффективности органов СУЗ из-за расположения детекторов составило 17%.

Литература

1. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальная физика реакторов. – М.: Атомиздат, 1989.

2. Маневич Л.Г., Немировский П.Э., Юдкевич М.С. Константы запаздывающих нейтронов, Препринт ИАЭ-4308/4, Москва-ЦНИИатоминформ-1986г.

ВЛИЯНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ НА ЗАПАС РЕАКТИВНОСТИ НА ПРИМЕРЕ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300

*А.С.Березовский, А.М.Терехова, М.Н.Крючков
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

Для реализации замкнутого топливного цикла планируется возвести на площадке Сибирского химического комбината опытно-демонстрационный энергетический комплекс, в состав которого входит энергоблок с реактором БРЕСТ-ОД-300 [1].

Для стартовой загрузки активной зоны реактора предполагается использовать энергетический плутоний из хранилища ПО «Маяк».

Таблица 1

Диапазон содержания изотопов в энергетическом плутонии

Изотоп	Содержание в энергетическом составе, % масс
^{238}Pu	0.5÷3.0
^{239}Pu	57÷75
^{240}Pu	15.5÷26.4
^{241}Pu	2.0÷13.4
^{242}Pu	1.0÷7.0
^{241}Am	0.1÷13.0

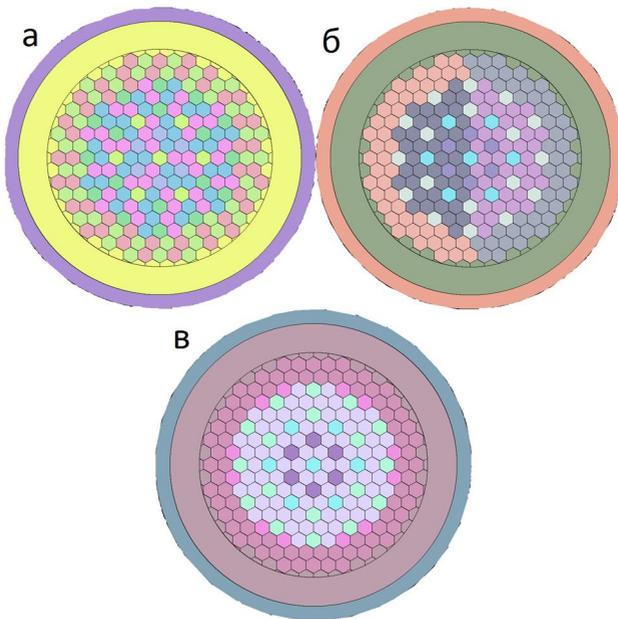


Рис. 1 Вертикальный разрез активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300
 а) с чередованием расположением; б) с поперечной локализацией; в) с
 центрально-периферийной локализацией

Диапазоны содержания изотопов плутония в отдельных контейнерах, согласно экспертным оценкам разнообразно (табл.1) [2]. В данной работе низкофононый плутоний не рассматривался.

Целью работы является исследование по влиянию изотопного состава плутония на запас реактивности на примере реактора БРЕСТ–ОД–300.

Расчеты велись с помощью упрощенной модели реактора, подготовленной на программном комплексе «Serpent».

В ходе работы изучено влияние расположения ТВС на физические характеристики: эффективный коэффициент размножения и запас реактивности.

Литература

1. Жуков А.В., Сорокин А.П., Савина И.В. и др. Представительность быстрых реакторов в мире: действующие, проектируемые, выведенные из эксплуатации). Издательство ГНЦ РФ-ФЭИ – НИЯУ МИФИ (ОИАТЭ), г. Обнинск, 2012 г.

2. Коробейникова Л.В., Елисеев В.А., Макулин П.А. и др. О необходимости выравнивания изотопного состава плутония для стартовой загрузки быстрых реакторов. Доклад на международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» ОАО «НИКИЭТ», Москва, Россия, 2014 г.

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЭРБИЯ В КАЧЕСТВЕ ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1200

*Нгуен Нгок Динь, Ю.Е. Каражелевская, О.А. Момот
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Введение. В настоящее время активные зоны ядерных водоохлаждаемых реакторов формируются из тепловыделяющих сборок, содержащих топливо различного состава с добавкой выгорающего поглотителя, что позволяет компенсировать реактивность, выравнивать энерговыделение по объему активной зоны и поддерживать температурный коэффициент реактивности на заданном уровне. В качестве выгорающего поглотителя используются редкоземельные элементы и их оксиды, в частности эрбий.

Цель работы – изучить возможность использования эрбия в качестве выгорающего поглотителя в реакторе ВВЭР-1200.

Материалы и методы. Для оценки возможности использования эрбия в качестве выгорающего поглотителя в реакторе ВВЭР-1200 проводили расчет нейтронно-физических характеристик для ТВС ВВЭР-1200 с использованием программного комплекса Serpent. При моделировании в стандартное топливо добавляли Er_2O_3 равномерно в каждую ячейку в концентрациях 0,1–1,0% с шагом 0,1.

Таблица 1

Изменение $K_{эфф}$ в течение кампании топлива при разном содержании эрбия в ТВС ВВЭР-1200

Массовое содержание Er_2O_3 , %	$K_{эфф}$			
	0 лет	1 год	2 года	3 года
0	1,46292	1,27202	1,14708	1,02437
0,10	1,43872	1,26466	1,14506	1,02252
0,20	1,41712	1,25820	1,14310	1,02220
0,30	1,39593	1,25219	1,14118	1,02162
0,40	1,37568	1,24410	1,13979	1,02059
0,50	1,35471	1,23995	1,13723	1,01880
0,60	1,33656	1,23391	1,13580	1,01814
0,70	1,31782	1,22755	1,13208	1,02010
0,80	1,30042	1,22159	1,13098	1,01900
0,90	1,28392	1,21548	1,12874	1,01692
1,0	1,26887	1,21020	1,12726	1,01630

Результаты. В ходе работы были получены расчетные значения $K_{эфф}$ и глубины выгорания для ТВС ВВЭР-1200. Изменение $K_{эфф}$ в течение кампании топлива для различных массовых долей эрбия, представлено в таблице 1.

Данные расчета показывают, что гомогенно распределенный в топливе эрбий в количестве 0,1-1,0 % при повышении его содержания может обеспечить частичную компенсацию запаса реактивности, что в свою очередь обеспечит более высокий уровень ядерной безопасности при обращении с топливом. Глубина выгорания при этом для всех концентраций эрбия к концу кампании топлива составила 40,7 МВт-сут/кг.

Заключение. По результатам работы был сделан следующий вывод.

Применение эрбия в качестве выгорающего поглотителя в ВВЭР-1200 является возможным, что в свою очередь улучшает эффективность и безопасность использования ядерного топлива.

Литература

1. Семченков Ю., Павловичев А. Чибиняев К. Перспективы эволюционного развития топлива ВВЭР // <http://www.nrcki.ru/files/pdf/1463057930.pdf>.
2. Каражелевская Ю.Е., Колесов В.В., Терехова А.М. Использование программного комплекса Serpent для проведения нейтронно-физического расчета реакторов. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ. – 68 с.

РАСЧЕТ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВНОГО БЛОКА ВГТРУ

*¹И.О. Луцик, ¹С.В. Беденко, ²И.М. Губайдулин, ¹И.В.Шаманин
¹НИ ТПУ, г. Томск, Россия
²РФЯЦ-ВНИИЭФ, г. Саров, Россия*

Моделирование процесса переноса нейтронов в среде осуществляется в рамках двух подходов: стохастического и детерминистического. При стохастическом подходе применяется метод Монте-Карло, основанный на розыгрыше вероятностей взаимодействия нейтронов с ядрами среды, применение этого метода зачастую обременено необходимостью использования больших вычислительных мощностей, что помимо этого, ведет к увеличению времени расчета.

Численное решение уравнения переноса нейтронов при детерминистическом подходе проводится обычно в рамках различных приближений, сводящих решение исходных задач с непрерывной зависимостью плотности нейтронов от энергетической, угловых и пространственных переменных к решению систем линейных алгебраических уравнений относительно значений плотности нейтронов в соответствующих энергетических группах, угловых секторах и пространственных зонах, на которые подразделяется область

определения этих переменных [1]. С точки зрения вычислительных затрат, а также затрат по хранению ядерно-физических констант, данный метод решения является наиболее экономичным, и в ряде случаев дает точное и надежное решение [2].

Важное значение при проведении таких расчетов имеет функция распределения нейтронов, которая наряду с увеличением числа расчетных итераций позволяет повысить точность искомых решений. Сложность поиска данной функции проявляется в случае, когда нейтроны в подкритических системах с делящимися материалами возникают не только за счет вынужденного и спонтанного деления, но и за счет протекания (α, n) -реакций на легких ядрах, что присуще облученному керамическому ядерному топливу. Задача по определению спектра нейтронов, образующихся в результате (α, n) -реакций может быть решена в специальных программах – SOURCE-4C, NEDIS-2m. Нами эта задача была решена Путем аппроксимации обширного перечня расчетных и экспериментальных данных.

В данной работе выполнена расчетная оценка интенсивности и спектра нейтронов в облученном топливном блоке проектируемой высокотемпературной газоохлаждаемой реакторной установки IV-го поколения ВГТРУ [3]. Расчеты были проведены с использованием детерминистических и стохастических методов. В рамках детерминистического подхода уравнение переноса было решено в многогрупповом диффузионном приближении, с использованием констант библиотеки БНАБ-78. В рамках стохастического подхода – в программах TDMCC (РФЯЦ ВНИИЭФ) и KENO V.a (с использованием библиотеки ENDF/B-V). Полученные результаты будут использованы для разработки процедур и регламентов обращения с облученным топливным блоком реакторной установки.

Литература

1. Абрамов Б. Д. Метод эквивалентных разностей для уравнения переноса нейтронов // Журнал вычислительной математики и математической физики. – 2013. – Т. 53. – №. 9. – С. 1517-1530.
2. Plevaka, S.V. Bedenko, I.M. Gubaidulin, V.V. Knyshev. «Neutron-physical studies of dry storage systems of promising fuel compositions». Bulletin of the Lebedev Physics Institute. V. 42. №. 8. P. 240-243 (2015).
3. Шаманин И. В., Чертков Ю. Б., Беденко С. В. Ториевая реакторная установка малой мощности, работающая в сверхдлинной кампании // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2016. № 2. С. 121–132.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАЗЛИЧНЫХ ВАРИАНТОВ ГЕТЕРОГЕННОГО РАЗМЕЩЕНИЯ ГАДОЛИНИЯ В ТВЭГАХ ТВС ВВЭР-1200 С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «SERPENT»

*¹Ле Жа Хиен, ¹Фам Буй Динь Лам, ²Рафик Бушама,
¹В.В. Колесов
¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск
²НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Компенсация избыточной реактивности осуществляется подачей борной кислоты в теплоноситель, механическими органами СУЗ и выгорающими поглотителями. В данной работе используются выгорающие поглотители нейтронов.

Поскольку изотопы ^{157}Gd и ^{155}Gd имеют большое сечение поглощения нейтронов в тепловой области энергии, то их можно применять в качестве выгорающего поглотителя, при котором только небольшая часть ТВЭлов (ТВЭгов) содержит гадолиний в количестве 6-12 весовых % на ТВЭг.

Расчёты ядерных концентраций оксида гадолиния в моделях с гомогенным и гетерогенным размещением производились с условием одинаковых суммарных масс оксида гадолиния и топлива по всему объёму ТВС.

Для исследования различных вариантов гетерогенного и гомогенного размещения выгорающего поглотителя на длительность топливной кампании реактора ВВЭР-1200 были созданы расчетные модели ТВС с различным распределением оксида гадолиния по объему тепловыделяющей сборки:

- ТВС с гомогенным распределением оксида гадолиния (стандартный вариант);
- ТВС с гетерогенным по высоте распределением оксида гадолиния (топливная ячейка с гадолинием разбивалась по высоте на 5 участков);
- ТВС с гетерогенным по радиусу распределением оксида гадолиния (кольца из гадолиния);
- ТВС с гетерогенным распределением оксида гадолиния в виде стержней.

Расчеты проводились для кампании в 350 суток при постоянной мощности ТВС, равной 31 МВт. Для достижения такой кампании обогащение топлива было выбрано равным 4,79%.

Зависимость K_{inf} от времени приведена на рисунке 1.

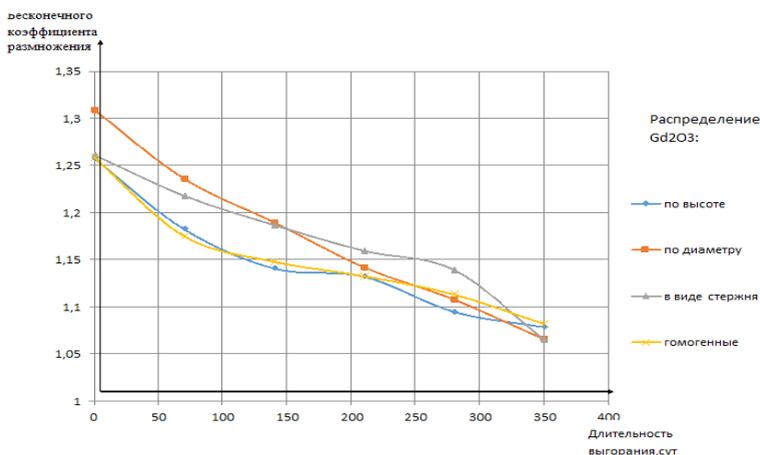


Рис.1 Сравнение зависимости K_{inf} от времени выгорания для различных вариантов расположения выгорающего поглотителя

Как видно из рисунка, гетерогенное размещение выгорающего поглотителя в виде стержней позволяет при длине кампании до 300 суток получить выигрыш в запасе реактивности в 5% по сравнению с гомогенным размещением.

Литература

1. Андрушечко С.А., Генералов В.Н., Украинцев В.Ф. и др. АЭС с реактором ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. М.: Логос, 2010. – 604с.
2. Jaakko Leppanen, PSG2/SERPENT - A Continious Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, — Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2012.

ВЛИЯНИЕ СОСТОЯНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР НА ДОСТИЖЕНИЕ ПОВТОРНОЙ КРИТИЧНОСТИ ПОСЛЕ ОСТАНОВА

*Э. Ярар, А.М.Терехова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Безопасность на атомной станции – одно из важнейших свойств для обеспечения защиты как сотрудников, так и окружающей среды от радиационного излучения.

Целью данной работы является определение влияния характеристик топлива, органов СУЗ, конструкционных материалов на достижение повторной критичности после останова реактора ВВЭР-1200.

Один из важных проблем, которая может произойти в активной зоне реактора после останова это достижение повторной критичности. Резкое захлаживание активной зоны приводит к введению положительной реактивности из-за отрицательного температурного коэффициента реактивности. При этом мощность реактора быстро увеличивается и при достижении кризиса теплообмена топлива может плавиться.

На повторную критичность может повлиять такие факторы как состав и состояние топлива, наличие выгорающих

поглотителей, состав СУЗ, борная кислота в воде и эффекты реактивности и т.д.

Для расчета используется программный комплекс Serpent.

В данной работе смоделирована активная зона ВВЭР-1200 с начальной нагрузкой, параметры которого представлены на рисунке 1. Была рассчитана эффективность органов СУЗ и температурный эффект реактивности. Исследовано влияние различных факторов на достижение повторной критичности.

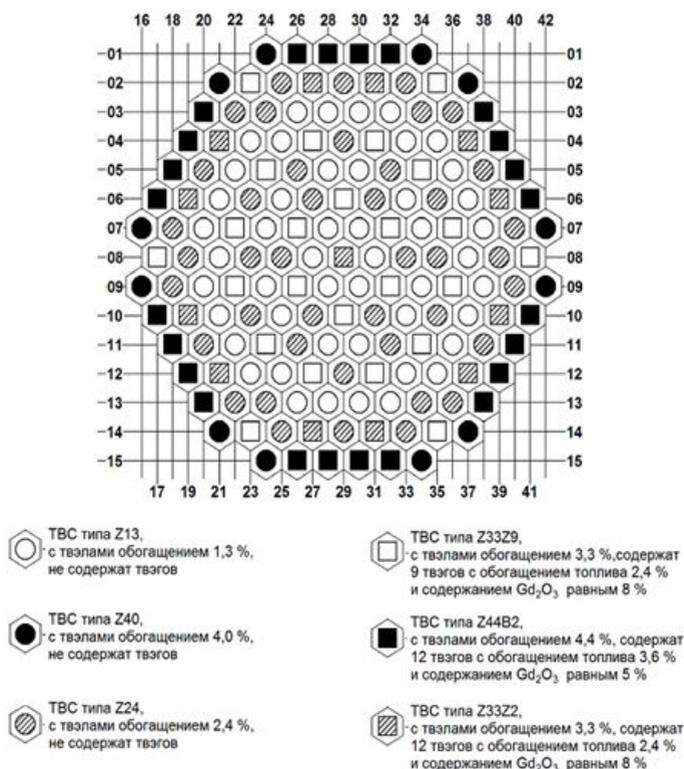


Рис. 1 Первая загрузка активной зоны реактора ВВЭР-1200

Литература

1. Безопасность атомных станций // Сайт «Атомэнергомаш» [Электронный ресурс] Режим

доступа: <http://www.aemgroup.ru/mediacenter/informatoriy/bezopasnost-atomnyix-stanczij.html> (дата посещения 20.11.2017).

2. Ю.Е. Каражелевская, В.В. Колесов, А.М. Терехова. Использование программного комплекса Serpent для проведения нейтронно-физического расчета реакторов. –М: Обнинск, 2016.

РАСЧЕТ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ТОПЛИВНОЙ МАТРИЦЫ

*Ю.Ж. Амантурлиева, Н.О. Белякова, М.А. Фролова
БИТИ НИЯУ МИФИ, г.Балаково*

Для безопасности работы АЭС решающее значение имеет безопасность работы реакторной установки, которая требует тщательного контроля оборудования как при его изготовлении, так и во время эксплуатации. В период до 2006г. на российских АЭС был выполнен значительный объем работ по модернизации и техническому перевооружению, повышению эффективности работы. На Балаковской АЭС в 2010-2014 годы проводилась опытная эксплуатация блоков №№1-4 в удлиненных топливных загрузках. При переходе на 18-месячный топливный цикл осуществляется переход ТВС-2М с удлиненным топливным столбом и жестким каркасом.

Проведем сравнительный анализ показателей надежности топливной матрицы при 12 и 18 – месячном топливном цикле.

Интенсивность отказов топливной матрицы для 12-месячного топливного цикла составляет $\lambda_{\text{табл}}=1*10^{-5}$ (1/мес), для 18-месячного топливного цикла: $\lambda_{\text{табл}}=1*10^{-6}$ (1/мес)

Периодичность проведения технического обслуживания с уровнем доверительной вероятности 0.9995 составляет:

Для 12-месячного топливного цикла

$$\tau = -\frac{\ln 0.9995}{\lambda_{\text{табл}}} = 50.012(\text{мес}) \quad (1)$$

Для 18-месячного топливного цикла

$$\tau = -\frac{\ln 0.9995}{\lambda_{\text{табл}}} = 500.12(\text{мес}) \quad (2)$$

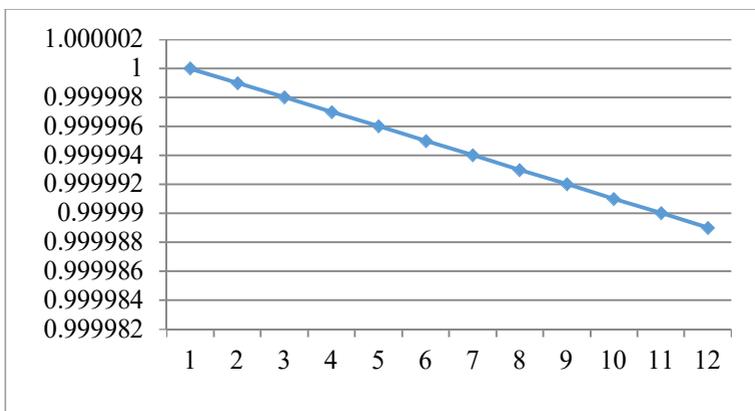


Рис. 1. График вероятности безотказной работы топливной матрицы при 12-месячном топливном цикле

Изменение вероятности безотказной работы для различной длительности топливного цикла представлено на рис. 1 и 2.

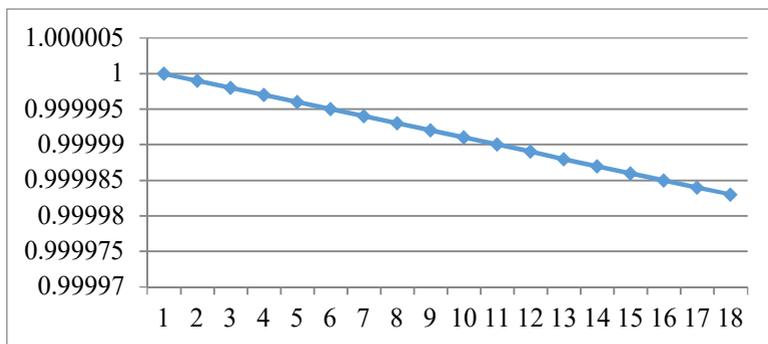


Рис. 2. График вероятности безотказной работы топливной матрицы при 18 месячном топливном цикле

Анализ полученных графиков показывает, что совершенствование ядерного топлива позволяет перейти к работе в увеличенных межремонтных циклах, при этом обеспечивает безопасную и надёжную эксплуатацию энергоблоков.

МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСЧЁТНО- ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО БЕНЧМАРКА ПО ОБЛУЧЕНИЮ НИТРИДНОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ БН-600 В КОДЕ SCALE6

*В.Ю. Шоров, С.Н.Рыжов, М.Ю. Терновых, Г.В.Тихомиров
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В настоящее время активно ведется реализация проекта «ПРОРЫВ», объединяющего проекты по формированию технологий ядерной энергетики естественной безопасности на основе реакторов на быстрых нейтронах и замкнутого ядерного топливного цикла. Получены результаты разрушающих исследований отработавшего смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива в реакторе БН-600. Целью данной работы является расчетное моделирование в коде SCALE6 и представление полученных результатов для сравнения с российскими проектными кодами и разрабатываемыми кодами нового поколения. Возможности использования кода SCALE6 для расчета быстрых реакторов проанализирована в работах [1,2].

Основной задачей рассматриваемого бенчмарка является проведение детального расчётного анализа эксперимента с облученным нитридным топливом для верификации программ и библиотек констант, используемых при обосновании проектов РУ БР со СНУП топливом. Область применения бенчмарка – топливо с выгоранием до 5,5% т.а. для обоснования проектов РУ в части физики реакторов в процессе выгорания.

Общие задачи для корректного моделирования результатов радиохимических исследований облученного образца со СНУП топливом в бенчмарке:

- 1) Трёхмерный нейтронно-физический расчёт БН-600
- 2) Нейтронно-физический расчёт ячейки ТВС
- 3) Расчёт изотопной кинетики СНУП топлива.

Для решения первой задачи сформирована 3-D модель РУ БН-600 для проведения расчетов методом Монте-Карло в коде

SCALE6. Горизонтальный и вертикальный разрезы модели, построенные визуализатором SCALE, представлены на рис. 1.

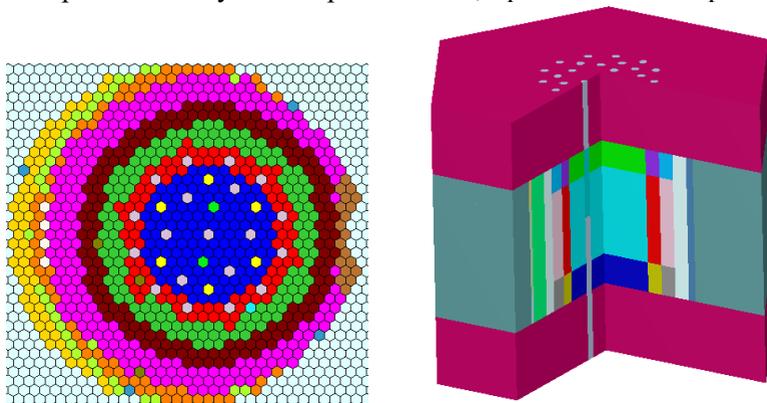


Рис. 1. Разрезы модели реактора БН-600 в коде SCALE6

Для решения в коде SCALE6 задачи изотопной кинетики ЧУП топлива сформирована 2-D модель ТВС для расчетов S_N -методом. Анализ полученных результатов по изотопам U, Pu, Np, Am, Cm, Nd, Eu, Cs, Se позволяет сделать следующие выводы:

1. код SCALE6 дает хорошее согласие с расчетами бенчмарка по российским кодам и может быть использован как независимый инструмент для их верификации;

2. в облученном образце по ряду делящихся и радиационно-опасных нуклидов существует значительное различие между расчетными и экспериментальными результатами. Данная информация может быть использована для планирования дальнейших экспериментов по облучению ЧУП топлива.

Литература

1. M. Ternovykh, G. Tikhomirov, I. Saldikov, A. Gerasimov. Determination of equilibrium fuel composition for fast reactor in closed fuel cycle. EPJ Web of Conf., Volume 153, 07034 (2017)

2. I. Saldikov, M. Ternovykh, P. Fomichenko, A. Gerasimov. The scheme for evaluation of isotopic composition of fast reactor core in closed nuclear fuel cycle, IOP Conf. Series: [Journal of Physics: Conf. Series](#), [Volume 781](#) (2017), [Number 1](#)

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ВВЭР-440 В МОКС-ТОПЛИВЕ

*М.Н. Крючков, А.С. Березовский, А.М. Терехова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

В настоящее время в связи с исчерпанием запасов ^{235}U (как рудных, так и складских) все большее внимание привлекает ^{239}Pu как основа будущего реакторного топлива. В то же время плутоний является опасным радиоактивным материалом, который может быть применен для создания ядерных зарядов. Возможное решение находится на пути использования энергетического плутония в смешанном уран-плутониевом топливе (МОКС-топливо) [1].

Цель работы является исследования возможности использования различных вариантов отработавшего ядерного топлива ВВЭР-440 [2] в МОКС-топливе быстрых реакторов и определение оптимальный вариант для улучшения нейтронно-физических характеристик топлива быстрого реактора.

В работе используется программный комплекс SERPENT [3], который предназначен для проведения инженерных проектных расчетов нейтронно-физических характеристик.

Таблица 1
Эффективный коэффициент размножения нейтронов в процессе
топливной кампании

Время выгорания, сут	$K_{эфф}$
0	1.0029
55	1.0004
110	1.0034
165	1.0045
220	1.0045
275	1.0061
330	1.0069

Топливный состав состоит из ОЯТ ВВЭР-440 (изотопы ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U) с добавлением изотопов энергетического плутония (^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu). Объемная доля Pu в топливе – 12.2%.

В табл. 1 представлены значения эффективного коэффициента размножения нейтронов в процессе выгорания одного из представленных вариантов.

Литература

1. Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А. и др. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. – Москва, 2016.
2. Колобашкин В.М. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. – Москва, 1983.

ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТОВ ВЫГОРАНИЯ В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ SERPENT 2 НА ПРИМЕРЕ ТВС РЕАКТОРА BWR

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

Учитывая, что в последнее время программный комплекс SERPENT 2 широко используется в реакторных расчетах, мы провели сравнение расчетов выгорания ТВС реактора BWR с использованием этого программного комплекса с результатами, полученными другими авторами. В настоящее время нами проведена только часть необходимых расчетов (расчет K_{inf} в начале кампании и зависимость K_{inf} от времени выгорания). В дальнейшем планируется проведение расчетов для случая частичного и полного обезвоживания ТВС и т.д.

Схема ТВС реактора BWR приведена на рисунке 1.

Сравнение расчетов по ПК Serpent 2 с результатами расчетов по другим ПК приводится на рисунке 2.

Результаты наших расчетов и сравнение их с результатами других авторов показало, что наблюдаются значительные различия в величине K_{inf} в процессе кампании. Расхождения

достигают 3.05%. Такие различия могут быть вызваны как константами, используемыми при расчетах выгорания, так и методикой расчетов. Таким образом, существует необходимость проведения дальнейших исследований

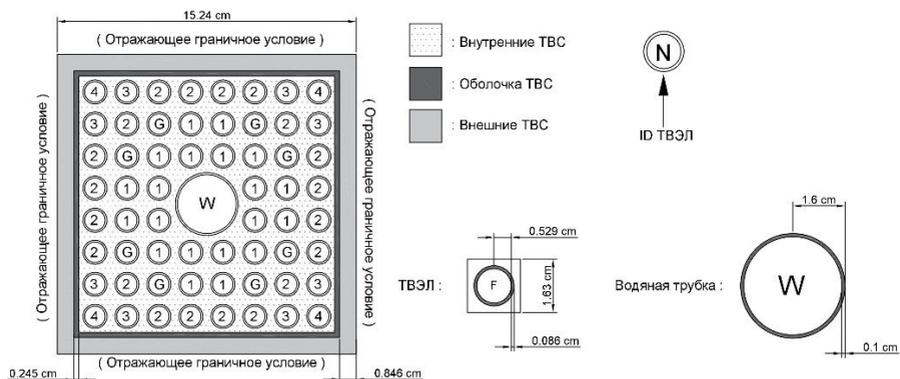


Рис.1 ТВС реактора BWR

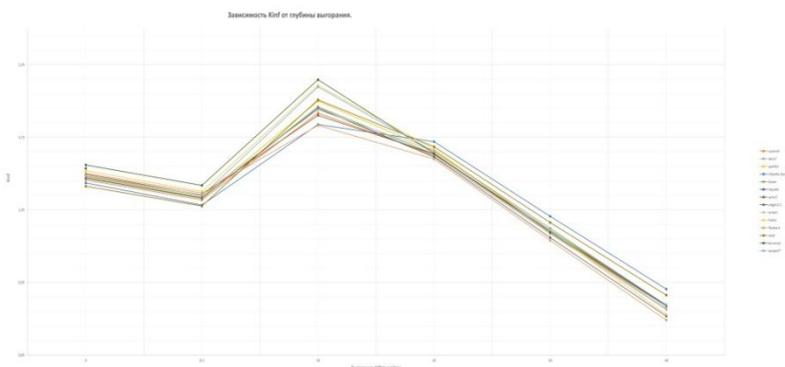


Рис.2. Результаты сравнения расчетов с использованием ПК Serpent с результатами, полученными с использованием других ПК

Следует отметить, однако, что результаты, полученные с использованием ПК Serpent хорошо укладываются в интервал разброса значений выгорания.

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

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

*А.Н.Писарев, В.В.Колесов, А.М.Терехова,
Р.А. Внуков
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В последнее время в ядерной энергетике все больше внимания уделяется вопросу утилизации отработавшего ядерного топлива. Еще в середине восьмидесятых годов активно проводились тестовые расчеты выгорания для различных типов топливных ячеек. В качестве примера можно привести известный тест Ishiguro для плутониевого MOX-топлива. В работах [1] и [2] приводятся результаты расчетов выгорания для этого теста, выполненных по различным программам.

Для проведения расчетов изотопной кинетики использовался программный комплекс VisualBurnOut, основанный на методе матричной экспоненты. Одногрупповые константы рассчитывались на основе программы MCNP.

Проведены расчеты выгорания топлива в трехзонной шестигранной ячейке с топливом в виде UO_2 . Оболочка сделана из циркония Zr, а замедлителем служит вода H_2O . В расчетах учитывались 359 нуклидов, для которых были рассчитаны

одногрупповые сечения, которые рассчитывались на основе библиотек JENDL_3.2 и JEF_2.2.

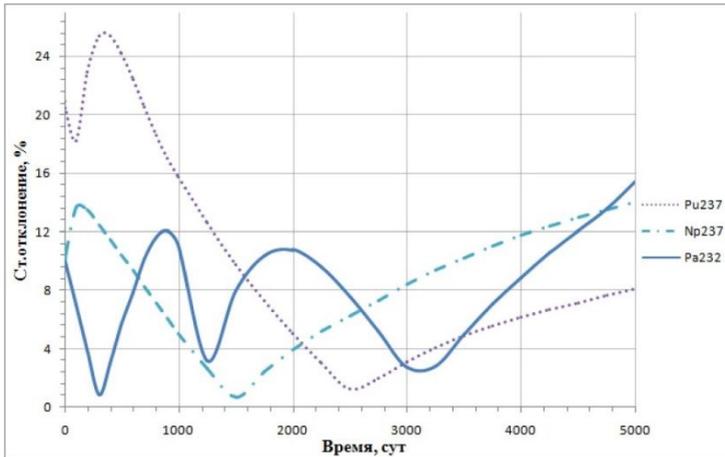


Рис. 1. Относительная погрешность концентрации нуклидов от времени

Программный комплекс VisualBurnOut позволяет оценивать погрешности в концентрациях нуклидов в процессе выгорания, при задании погрешности во входных данных. Погрешность может быть задана в потоке, в скоростях реакций различных нуклидов и в начальной концентрации топлива в ячейки. Расчеты проводились с постоянной плотностью потока нейтронов $5E+14$ нейтрон/($см^2 \times с$). Погрешность была задана в потоке и равна 10%. Одногрупповые константы не пересчитывались на каждом шаге по выгоранию. Результаты расчетов представлены в виде графиков зависимостей концентрации нуклидов от времени с учетом погрешностей, которые наглядно демонстрируют влияние возмущения в начальных ядерных данных на концентрации нуклидов в процессе выгорания топлива. В качестве примера на рис.1 представлена зависимость относительной погрешности концентрации нуклида от времени: Pu²³⁷, Np²³⁷, Pa²³².

Литература

1. Yukio Ishiguro. Resonance Absorption and Coolant Void Reactivity Coefficient in Tighter Pitch Lattices. В сб. "Nuclear Data For The Calculation Of Thermal Reactor Reactivity Coefficients". IAEA-TECDOC-491. – Vienna, 1989.
2. Spepanek J., Vontobel P. EIR Results for the HCLWR NEACRP Burnup Benchmark Obtained Using EIR Version of DANDE System and JEF Library, NEACRP-A-851.
3. Jaakko Leppanen, PSG2/SERPENT - A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, — Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2012 г.

ТЕСТИРОВАНИЕ ОЦЕНЕННЫХ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ ДЛЯ Fe ПО СПЕКТРУ НЕЙТРОНОВ УТЕЧКИ ИЗ ЖЕЛЕЗНОЙ СФЕРЫ С ^{252}Cf – ИСТОЧНИКОМ

Э.Н. Денисова¹, Ю.А. Кураченко¹, Б.В. Журавлёв²

¹ФГБНУ «ВНИИ РАЭ», г. Обнинск, Россия

²АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск, Россия

Современные оцененные нейтронные данные содержатся в национальной российской библиотеке РОСФОНД-2010 [1], а также в аналогичных зарубежных библиотеках ENDF/B-VII.1, TENDL, JENDL-4.0 и др. Данные библиотек не всегда хорошо согласованы и нуждаются в тестировании на «benchmark»-экспериментах. Так, железо является основным конструкционным материалом ядерных установок, его также рассматривают в качестве стандарта по сечению образования γ -квантов с энергией 847 кэВ из реакции $^{56}\text{Fe} (n, n'\gamma)$. Но экспериментальных данных по этой реакции крайне мало, точность сечения образования γ -квантов с энергией 847 кэВ не соответствует требованиям, предъявляемым к стандартам (рис. 1).

В работе выполнены расчёты спектров нейтронов и гамма-квантов утечки из железной сферы с «точечным» источником нейтронов спонтанного деления ^{252}Cf в центре с использованием различных библиотек (ENDF/B-VII.1 и БРОНД-3.1 и TENDL).

На рис. 2 сопоставлены типичный расчётный [2] и измеренный спектр нейтронов утечки.

Полученные результаты сравнения измеренных и рассчитанных спектров нейтронов утечки с поверхности железной сферы указывают на необходимость как уточнения оцененных нейтронных данных в библиотеках БРОНД-3.1 и ENDF/B-VII.1 для железа, так и, возможно, на необходимость дополнительных интегральных экспериментов по транспорту нейтронов.

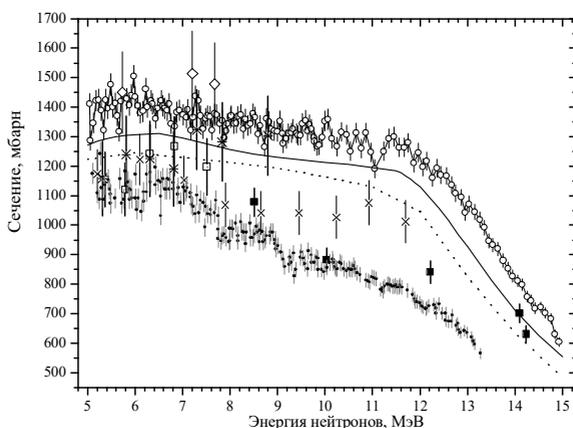


Рис. 1. Сечение образования γ – квантов с энергией 847 кэВ в реакции $^{56}\text{Fe}(n, n'\gamma)$

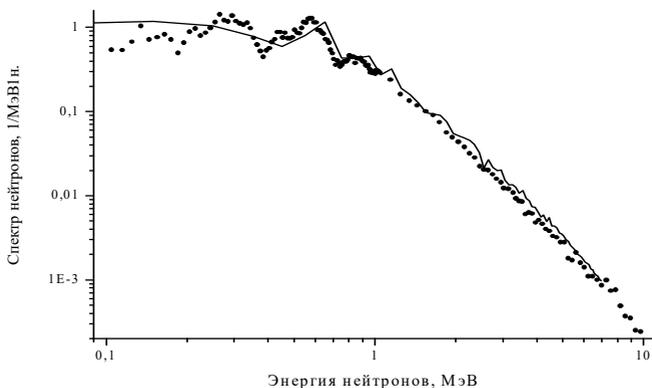


Рис.2. Измеренный и рассчитанный (библиотека ENDF/B-VII.1, сплошная кривая) спектры нейтронов утечки из железной сферы

Литература

1. Забродская С.В., Игнатюк А.И., Кошечев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г. РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы*, 2007, вып. 1-2, с. 3-21.
2. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume I: Overview and Theory / April 24, 2003, LANL. P. 3-78.

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С УЧЁТОМ СТРУКТУРЫ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ

*А. Ф. Егоров, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

Конкурентоспособность ядерно-энергетической системы (ЯЭС) не означает, что ЯЭС должна быть самым дешевым вариантом выработки электроэнергии в стране. На принятие решения может повлиять большое число трендов: безопасность

энергоснабжения, стабильность ежегодных затрат и диверсификация энергоснабжения, т.е. энергетический баланс различных технологий. Стратегическое развитие и диверсификация за счет ядерных технологий может также играть весомую роль. Значительную роль при анализе энергетических систем играют экологические последствия, как положительные, так и отрицательные, безопасность, устойчивость, обращение с отходами, использование внутренних ресурсов, загрузка производственных мощностей, мнение общественности и т.д.

Инструментом, способным учесть, как экономические, так и неэкономические факторы производства, является системный анализ. В методологии системного анализа имеются два альтернативных способа учета неэкономических факторов: в рамках однокритериальной и многокритериальной моделей.

В первом разнородные показатели, характеризующие различные грани изучаемого явления, приводятся к одному – денежному показателю.

Во втором – эти же показатели выступают как независимые от экономики самостоятельные факторы, которым должна быть придана определенная значимость по отношению к экономическому фактору, и с этой значимостью они должны рассматриваться при подготовке решения. Такой подход позволяет лучше учитывать неопределенности при долгосрочном планировании.

Проблема выбора оптимального пути развития электроэнергетики, обеспечивающего возрастающие потребности населения и промышленности при минимальном воздействии на окружающую природную среду, приобретает всё большую актуальность.

Кроме того, существует большая неопределенность экономических характеристик в части капитальных инвестиций и стоимости топливного цикла. В части капитальной составляющей это связано с отсутствием опыта строительства новых установок, а в части топливного цикла — неопределенностью будущих мощностей инфраструктурных предприятий, обеспечивающих в полном объеме сырьем

энергоблоки в экономически обоснованном и технически реализуемом режиме работы.

В работе представлен подход, основанный на использовании многокритериальной оценки спектра сценариев развития ядерной в составе полной энергетики и приведены предварительные результаты ее применения. Выводы, вытекающие из анализа результатов применения многокритериальной модели в отношении выбора оптимальной энергетической стратегии страны или региона, могут отличаться от выводов, полученных на основе использования экономических моделей и сравнения отдельных энергоустановок. Это различие носит принципиальный характер, поскольку используемые сегодня экономические модели ориентированы на принятие краткосрочных решений и единичные установки, в то время как жизненный цикл ядерно-энергетической системы превышает 60 лет и включает жизненный цикл блоков АЭС и предприятий инфраструктуры ЯТЦ. Такие многокритериальные модели отражают тенденции, которые с большой вероятностью превратятся в будущие реалии, а экономика подстроится под эти реалии.

РАЗРАБОТКА РУСИФИКАТОРА ПРОГРАММЫ ORIGEN-ARP

*И.С. Борисов, Т.В. Матвеева, А.М. Терехова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В настоящее время в мире разрабатывается и производится большое количество программных комплексов для проведения различного вида расчетов. Одной из таких программ является ORIGEN-ARP.

ORIGEN-ARP — это программа, выполняющая расчет точечного облучения ядерного топлива кодом ORIGEN-S с использованием зависящих от поставленных условий сечений. ARP (Automatic Rapid Processing) используется как алгоритм, который допускает создание библиотек сечений для кода

ORIGEN-S путем интерполяции по предварительно сформированным библиотекам сечений SAS2H [1- 3].

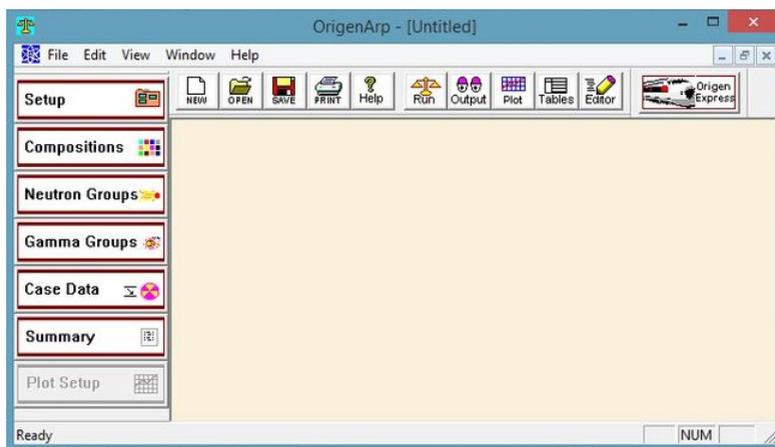


Рис.1. Меню программы ORIGEN-ARP оригинальное

При работе с программными комплексами, написанными на иностранном языке, могут возникнуть некоторые затруднения, связанные с пониманием и толкованием иноязычных слов и понятий, вследствие чего произведенные на программе расчеты могут быть неверными.

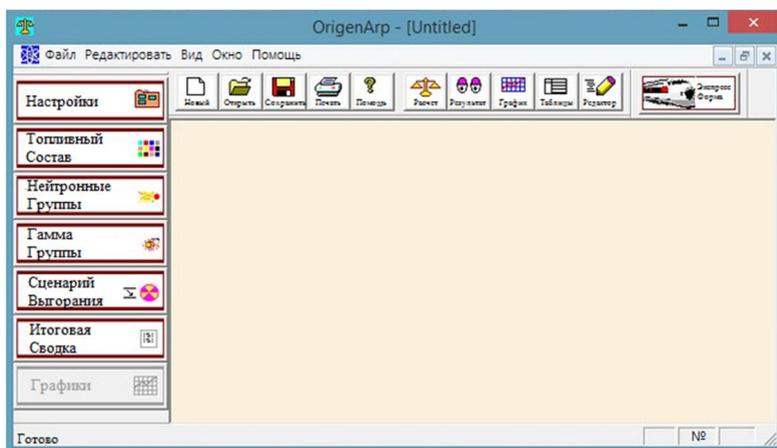


Рис.2. Меню программы ORIGEN-ARP русифицированное

Русификатор представляет собой переведенные на русский язык файлы программы.

Русификатор, оформленный в виде простого и понятного инсталлятора, способного производить установку локализованных файлов в программу ORIGEN-ARP позволяет ее адаптации и облегченного использования для расчета (рис1-2).

Литература

1. ORIGEN-ARP Help Topics
2. Bowman S.M., Gauld I. C. Origen-Arp Primer: How to Perform Isotopic Depletion and Decay Calculations with SCALE/ORIGEN. US: Oak ridge national laboratory: 2010. P. 108.
3. Bowman S.M., Leal L.C. Origen-Arp: Automatic rapid process for spent fuel depletion, decay, and source term analysis. US: Oak ridge national laboratory: 2000. P. 76.

ОЦЕНКА НАКОПЛЕНИЯ ВОДОРОДА И ГЕЛИЯ В МАТЕРИАЛАХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

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

Основным фактором, ограничивающим время безопасного использования деталей ядерных энергетических установок, является радиационная повреждаемость конструкционных материалов. Распухание, ползучесть, сегрегация примесей и другие широко известные явления, возникающие в материалах при облучении быстрыми нейтронами, приводят к деградации их свойств [1], причем изменение свойств стали в значительной степени зависит от накопления водорода и гелия за счет взаимодействия ядер с нейтронами [2].

При прохождении ионизирующего излучения через твердое тело происходит передача энергии электронам и ядрам. В

результате этого в нем возникают различные нарушения электронной и атомной структур. Радиационные дефекты в зависимости от их вида и количества существенно изменяют физико-механические свойства твердого тела. Характер радиационного повреждения определяется в первую очередь свойствами излучения, типом твердого тела, а также условиями облучения.

В настоящее время нет адекватного понимания механизмов значительного числа явлений и процессов, возникающих в металлах и сплавах под воздействием высокоэнергетического нейтронного облучения [3]. В связи с этим, необходимо провести оценку системных требований к материалам оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах, в частности, по допустимому накоплению водорода и гелия, которые в значительной степени влияют на прочностные характеристики сталей и других конструкционных материалов под облучением [2]. Важно так же учитывать изменение нуклидного состава сталей под облучением, поскольку это не только приводит к изменению физических свойств сталей, но и влияет на допустимое время их облучения не только сточки зрения изменения прочностных свойств, но и решения проблем обращения с ними после облучения, в частности проблемы хранения, возможности утилизации и рецикла конструкционных материалов.

В работе рассчитываются такие параметры, как флюенс быстрых нейтронов, скорости реакций на оболочке твэлов и изменение их нуклидного состава, в частности, наработки водорода и гелия, оказывающих влияние на изменение прочностных свойств сталей.

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) Е.А. Денисов, Т.Н. Компаниец, А.А. Юхимчук, И.Е. Бойцов, И.Л. Малков, Водород и гелий в никеле и стали

12X18H10T // ЖУРНАЛ ТЕХНИЧЕСКОЙ ФИЗИКИ, 2013, том 83, вып. 6, с. 3-10;

3) А. И. Блохин, Ю. Н. Девятко, Н. А. Демин, В. Т. Заболотный, А. А. Плясов, В. М. Чернов, Методы расчета первичной повреждаемости конструкционных материалов ЯЭУ // ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА И ИНЖИНИРИНГ, 2010, том 1, № 5, с. 408–419.

ВИЗУАЛИЗАЦИЯ И НАХОЖДЕНИЕ ПУТЕЙ ИНТЕНСИФИКАЦИИ ПРОЦЕССОВ СМЕШЕНИЯ НЕИЗОТЕРМИЧЕСКИХ ПОТОКОВ

А.А. Сатаев, А.В. Дунцев

ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород

Исследование процессов смешения жидкостей с разными параметрами температуры, вязкости, химического состава имеет важную роль для понимания процессов теплопереноса в основном оборудовании ядерных энергетических установок. В настоящее время стало возможным изучение этих процессов с использованием современных вычислительных комплексов и программ. Кроме того, в виду высокой стоимости и сложности проведения натуральных экспериментов, большинство процессов, имеющих место в оборудовании ядерных энергетических установок, с достаточной степенью точности могут быть описаны с помощью моделей, работающих на воде, при низких давлениях, даже близких или равных атмосферному. В общем виде эти модели описываются уравнением движения в форме Навье-Стокса и уравнением неразрывности, не решаемыми в аналитическом виде. Система уравнений является замкнутой, поскольку имеется 4 уравнения для определения 4 искомых величин u, v, w, p . Однако математическая формулировка задачи в целом остается незамкнутой из-за неопределённости начальных и граничных условий однозначности [1].

Нами была предложена модель для исследования впрыска низкотемпературного теплоносителя в горячий объем. В

настоящей работе изучалось температурное поле модели с подводом струи снизу в объем. Для ее визуализации использовались методы термографии. При измерении были получены термограммы распределения температурных полей на поверхности модели. Однако при обработке полученных данных мы столкнулись с наличием больших температурных градиентов вдоль линии смещения. Для уменьшения этих градиентов и интенсификации смещения нами была исследована подача двухкомпонентного потока (вода+воздух). В результате температурный градиент вдоль линии смещения был уменьшен примерно в 2 раза.

Полученными данными (в первом приближении) можно в дальнейшем оперировать в качестве граничных условий и для сравнения с компьютерным моделированием смещения неизотермических потоков и в других моделях. Исследованная нами простая геометрия еще довольно-таки далека от реальной ядерной энергетической установки. Однако, это один из этапов в понимании принципов построения сложного расчета смещения неизотермических потоков и в дальнейшем планируется еще более детальные исследования. Для этого сейчас ведется работа по созданию стенда для изучения смещения потоков, имитирующей одну реакторную петлю.

Литература

1. Лойцянский Л.Г. Механика жидкости и газа-М.:Наука 1960.

ИНЖЕНЕРНЫЕ МЕТОДЫ РАСЧЕТА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

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

Сечения взаимодействия нейтронов с веществом и их изменение в зависимости от энергии имеют довольно сложный вид и подчас неизвестны, а распределение материалов в

активной зоне носит достаточно сложный характер. Из-за этого решить уравнение переноса нейтронов за разумный период времени невозможно, поэтому довольно часто прибегают к использованию инженерных методов.

Таблица 1

Критические радиусы сфер, рассчитанные S_N -методом (в единицах средних длин свободного пробега)

c	N = 2	N = 4	N = 8	N = 16	Точное значение
1,02	11,917	12,028	12,031	12,032	12,027
1,05	7,153	7,261	7,273	7,276	7,277
1,10	4,750	4,850	4,866	4,871	4,873
1,20	3,062	3,146	3,165	3,170	3,172
1,40	1,894	1,961	1,978	1,983	1,985
1,60	1,400	1,454	1,470	1,474	1,476

Наиболее распространенными являются P_N -приближение и метод дискретных ординат. Они просты и экономичны с точки зрения программной реализации и объема вычислений. Преимуществами P_N -приближения является то, что используемые в этом методе полиномы Лежандра удобны при изучении анизотропного рассеяния, и при их использовании отсутствует какая-либо связь между уравнениями для различных компонент разложения. Также первые четыре члена разложения потока в ряд по сферическим гармоникам представляют собой полный поток и три компоненты вектора тока и поэтому имеют явный физический смысл [1]. При использовании метода дискретных ординат, рассматривая достаточное количество направлений, можно получить решение с любой степенью точности. Это является огромным достоинством данного приближения. Данные в табл.1 наглядно показывают зависимость точности расчета от количества рассматриваемых направлений [1].

Литература

1. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1974

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1200 ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СОСТАВАХ ТОПЛИВА

*О. Аталык, Ю.Е. Каражелевская
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Стратегическими целями развития атомной энергетики и ядерного топливного цикла является улучшение эффективности, безопасности и экономических показателей. На сегодняшний день острыми являются вопросы оптимизации использования топлива и повышения эффективности ядерной энергетики, включая решения следующих основных задач:

- регенерация отработанного ядерного топлива (ОЯТ) АЭС и замыкание топливного цикла

- увеличение глубины выгорания топлива, как, уже хорошо отработанного UO_2 , так и нового, перспективного керамического топлива $(U+Pu)O_2$, UC , UN , $(U+Th)O_2$.

Появление новых видов керамических топливных композиций для серийных реакторов и РУ нового поколения затрудняет проблему обращения с ОЯТ и высвобождающимся ураном и плутонием. В состав ОЯТ теплового реактора состоит из 94-95% U^{238} , около 1% Pu и 4-5% осколочных продуктов деления. Радиоактивность осколков деления в ОЯТ составляет до 99% суммарной активности всех материалов в АЭС. Чтобы обеспечить необходимые уровни ядерной и радиационной безопасности при обращении с отработавшим топливом после выгрузки его из реактора, топливо проходит через определенные последовательные технологические этапы, направленные на существенное уменьшение радиоактивности и остаточного энерговыделения.

Для выполнения необходимых требований безопасности ОЯТ, после выгрузки из реактора, временно удерживается в приреакторных бассейнах выдержки, пристанционных хранилищах и в хранилище на Горно-химическом комбинате.

В работе проводится сравнение активности ОЯТ различных

топливных композиций, таких как $(U+Pu)O_2$, UC , UN , $(U+Th)O_2$, UO_2 при хранении его в «мокром» и «сухом» хранилищах.

Литература

1. Кузнецов В.М., Хвостова М.С. Проблемы, связанные с накоплением отработавшего ядерного топлива в России. ЭНЕРГИЯ: ЭКОНОМИКА, ТЕХНИКА, ЭКОЛОГИЯ №1, 2012 г., Москва.
2. Абрамец В.В., Седнев Д.А., Лидер А.М., Салчак Я.А. Методы оценки технического состояния пеналов для хранения отработавшего ядерного топлива. Вестник НИЯУ МИФИ №3, 2017 год, Москва.

ОЦЕНКА КОЛИЧЕСТВ ИЗОТОПОВ КЮРИЯ И АМЕРИЦИЯ В ОЯТ РЕАКТОРА БН-600

*Е.И. Лукьян, А.М. Терехова, Г.Л. Хорасанов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Рассматривая атомную энергетику в качестве масштабного и долговременного способа производства энергии, необходимо разработать и обосновать эффективный метод уничтожения вредных отходов этого производства.

К долгоживущим радионуклидам, накапливаемым в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ), относятся минорные актиниды (МА). Изотопы америция и кюрия вносят большой вклад в радиоактивность ОЯТ и представляют наибольшую опасность для окружающей среды. Отсюда следует, что перед размещением в долговременном хранилище МА, извлекаемых из ОЯТ, целесообразно провести их предварительное облучение с целью уничтожения америция и кюрия. Изотопы кюрия являются также интенсивными источниками нейтронов спонтанного деления [1,2].

В работе рассматриваются нейтронно-физические характеристики кюрия и америция в отработавшем ядерном топливе реактора БН-600. С помощью программного комплекса Serpent были построены несколько моделей ТВС реактора БН-600 с разным обогащением топлива по ^{235}U .

Получены результаты численного моделирования сжигания уран-оксидного топлива в спектре быстрых нейтронов. Приводятся пути дальнейшего обращения с МА. Использовалась библиотека ядерных данных ENDF/BVII. Были получены значения эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Литература

1. Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин. Одногрупповые сечения деления плутония и младших актинидов в спектрах быстрого реактора, охлаждаемого свинцом-208 и свинцом-висмутом.. Известия вузов. Ядерная энергетика №4 – 2011. С. 13-17.

2. А.Е. Синцов, В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев. Некоторые особенности сжигания кюриевой фракции младших актинидов в нейтронном поле.- Ядерная энергетика, 2004, № 1, с. 98-106.

РАЗРАБОТКА И ПРОЕКТИРОВАНИЕ КОРПУСА ХОЛОДНОЙ ЛОВУШКИ ОКИСЛОВ НАТРИЯ ДЛЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

*В.Ю. Мухин, А.С.Бычок, А.В. Соболев
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Целью данной работы является разработка и проектирование корпуса холодной ловушки окислов натрия для перспективных реакторов на быстрых нейтронах. На модели холодной ловушки окислов будут производиться эксперименты по очистке натрия от кислорода, водорода, трития и некоторых других радиоактивных примесей.

Холодная ловушка окислов натрия должна:

- обеспечить требуемую чистоту теплоносителя в условиях длительной эксплуатации АЭС на номинальных параметрах;
- иметь необходимую ёмкость по примесям, которые поступают в теплоноситель первого контура с учетом всех режимов её эксплуатации.

- иметь производительность, гарантирующую очистку теплоносителя от примесей при ППР (планово-предупредительный ремонт) [1].

При проектировании оборудования с жидкометаллическим теплоносителем должны предусматриваться меры по поддержанию температуры теплоносителя выше температуры его затвердевания (для натрия рекомендуется минимальная температура разогрева, равная 200 °С).

Для достижения данных целей был разработан и спроектирован корпус холодной ловушки.

Сама установка состоит из расширительного бака, мерного бака, ХФЛ, система дозаторов примесей, бака для сбора продуктов регенерации и др.

Этапы работы [2]:

- представлено описание макета холодной ловушки окислов натрия;
- представлено подробное описание корпуса холодной ловушки окислов натрия;
- выполнен расчет определения интенсивности напряжения;
- выполнены расчеты на прочность;
- выполнены технико – экономические расчеты.

Литература

1. И.А. Кузнецов, В.М. Поплавский «Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». Москва, ИздАт, 2012.

2. «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПН АЭ Г – 7 – 002 – 86». М.: Энергоатомиздат, 1989

СПОСОБЫ УЧЕТА СТАРЕНИЯ ОСНОВНОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС НА ПРИМЕРЕ СУЗ УСТАНОВКИ АМ

*А.С. Бычок, В.Ю.Мухин, Д.С. Самохин
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Актуальность исследований предельного ресурса оборудования обусловлена, прежде всего, неуклонным

возрастанием доли оборудования, отработавшего расчетный или назначенный срок службы. Большое число элементов и систем длительного пользования подвержено постепенному дестабилизационному воздействию факторов среды. Изменения, происходящие в любом объекте в течение времени и приводящие к возможной потере его работоспособности, связаны с внешними и внутренними воздействиями на объект. Воздействия факторов приводят к ухудшению начальных параметров объектов, и в конечном итоге могут привести к отказу. Ввиду этого, проблема старения оборудования и соответственно анализа ресурсных характеристик приобретает все большую актуальность.

Приближение большого количества промышленного оборудования к предельным срокам службы, недопустимость снижения уровня безопасности экологически опасных объектов при значительном израсходовании ресурса оборудования - это основные причины появления и обострения проблемы оценки и прогнозирования ресурса оборудования промышленных объектов [1].

В данной работе был проведен анализ надежности наиболее интересных звеньев системы управления и защиты (СУЗ) установки АМ [2]:

- формирования дискретного сигнала аварийной защиты (АЗ) по относительной физической мощности и по скорости изменения мощности;
- формирования сигнала в СУЗ для автоматического и ручного регулирования.

Для того что бы оценки реальной функциональной надежности СУЗ АМ были обоснованными, необходимо учитывать следующие факторы и обстоятельства:

- каждая из подсистем и элементов СУЗ обладает своей надежностью, которая определяется их конструкцией и элементной базой;
- с определенной периодичностью практически все элементы и подсистемы подвергаются контролю состояния, осмотрам, техническому обслуживанию и ремонтам, которые с большой вероятностью устраняют появившиеся дефекты и отказы;

- не всякий отказ элемента и подсистем может препятствовать выполнению системой своих функций.

Кроме этого для более детальной оценки надежности и учета старения оборудования были использованы программные комплексы АСРН-2006 и CRISS.

Литература

1. Антонов А.В., Моисеев И.Ф Проблемы поддержания работоспособности оборудования АСУ ТП АЭС с реакторами ВВЭР. Вероятностные методы прогнозирования ресурса на стадии эксплуатации, разработка и внедрение программных средств // 5-я международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», - г. Подольск 2007 год.
2. Г.Н. Ушакова «Первая Атомная Электростанция. Опыт строительства и эксплуатации». М.: Госэнергоиздат, 1959г.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО КОДА ДЛЯ ИНЖЕНЕРНЫХ И ПОИСКОВЫХ РАСЧЁТОВ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ

*И.Н. Демикальщик, А.В. Соболев
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Для решения расчётных задач, в узкоспециализированном профиле физики реакторов требуется гибкость, доступность и открытый код. Большинство программных комплексов для решения данной задачи имеют ограничения именно в плане открытости исходного кода, что ограничивает потенциал их использования и развития. Все это ограничивает реализацию современных подходов и идей в вычислительной среде, отдельными исследователями и инженерами.

В рамках представленной работы выполнена разработка основы расчетного кода, который предполагается наделить качествами открытости и общедоступности. Разработанный код реализует решения задачи переноса нейтронов и условно-критической задачи, методом конечных элементов. В

настоящий момент реализовано 4-групповое диффузионное приближении.

Выполнены первичные, простые, тесты для проверки работоспособности разработанного кода. Результаты показали высокую эффективность реализованного метода и качество результатов решения задач.

В перспективе есть планы дорабатывать и обогащать инструментарий за счёт подключения библиотеки констант, реализации S_n метода, адаптации под динамические задачи (учет изменения изотопного состава, влияния регулирующего воздействия).

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ НЕЙТРОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРОИЗВОДСТВА WESTINGHOUSE И ТВЭЛ ДЛЯ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР-1000 ПО КОДУ SERPENT

*В.М. Демин, М.А. Абу Сондос, А.Д. Смирнов
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В настоящее время оператор украинских АЭС компания "Энергоатом" планирует отдать под загрузку американского топлива Westinghouse шесть энергоблоков на Украине — два на Южно-Украинской АЭС и четыре на Запорожской АЭС. В середине июня 2016 года началась загрузка ядерного топлива TVS-WR компании Westinghouse в активную зону реактора пятого энергоблока Запорожской АЭС — крупнейшего энергетического объекта на Украине. Первую партию топлива Westinghouse сюда доставили в феврале. Ранее топливо Westinghouse было загружено на два блока Южно-Украинской АЭС.

В настоящей работе сравниваются типичные сборки российских поставщиков ТВЭЛ и новые топливные сборки компании Westinghouse с точки зрения контроля и хранения отработавшего топлива. Характеристики отработавшего топлива, важные для безопасности, определяются главным образом изотопным составом, образующимся при выгорании

топлива. Определение изотопного состава отработавшего топлива требуется для решения задач, связанных с:

1) учетом и контролем количества опасного ядерного материала;

2) определением исходных условий при анализе тепловой и радиационной безопасности;

3) использованием выгорания в качестве параметра при обосновании ядерной безопасности систем управления отработавшим топливом.

Воздействие на изотопный состав отработавшего топлива ВВЭР-1000, вызванный различными рабочими условиями, такими как наличие или отсутствие поглощающего стержня (кластера контрольных стержней) (СР) в направляющих трубах, концентрация борной кислоты, растворенной в замедлителе, плотность воды, температура топлива и температура замедлителя. Кроме того, воздействие, вызванное допустимой производительностью при производстве топливной сборки, анализировалось по массе топлива и по его обогащению.

Для определения изотопного состава отработанных топливныхборок ВВЭР-1000 был выбран код SERPENT (Версия 2.1.28). SERPENT представляет собой программное средство, реализующее метод Монте-Карло и позволяющее проводить расчеты изменения нуклидного состава ЯТ в процессе облучения в реакторе, а также эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{эфф}$ сколь угодно сложных систем, используя для их описания двух- или трехмерную геометрию.

Расчеты проводились на моделях топливныхборок ВВЭР-1000 на уровне выгорания до 50 ГВт в сутки на килограмм топлива в четырехлетнем топливном цикле. Эти модели основаны на типичных современных топливныхбороках ТВС-А российских поставщиков ТВЭЛ и новых топливныхбороках ТВС-WR компании Westinghouse.

Рассчитывался коэффициент размножения нейтронов $K_{эфф}$ в зависимости от выгорания для средних рабочих параметров.

Для анализа радиационной безопасности были выбраны следующие параметры: активность отработавшего топлива,

выделение остаточного тепла, а также концентрации изотопов U-236, Pu-239, Eu-154 и Cs-134.

В целом полученные результаты позволяют сделать вывод о том, что с точки зрения безопасного управления и хранения отработавшего топлива, реализующего новое альтернативное топливо компании Westinghouse на ВВЭР-1000, не требуются модификации текущих условий и процедур. Для большинства рассмотренных характеристик отработавшего топлива различия между ТВС-А (ТВЭЛ) и ТВС-WR (Westinghouse) меньше, чем общие изменения этих характеристик в зависимости от допусков и условий эксплуатации.

Литература

1. Y. Kovbasenko., 2016 . Comparative Analysis of VVER-1000 Westinghouse and TVEL Spent Fuel Capability. Universal Journal of Physics and Application 10(4): 105-109, 2016.

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА САПФИР_95 НА ОСНОВАНИИ БЕНЧМАРК-МОДЕЛЕЙ ОЕСД

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

Выбор программного средства, с помощью которого будет произведен нейтронно-физический расчет объекта ядерной техники является первоочередной задачей, стоящей перед молодым исследователем. Зачастую этот выбор ограничен и диктуется правами и доступностью программного кода у образовательной организации.

В настоящей работе для верификации программного комплекса САПФИР_95 был произведен расчет выгорания ячейки с МОХ-топливом и сравнение с результатами, полученными с помощью наиболее популярных программных кодов, реализующих метод Монте-Карло, такими как MSU.

В качестве бенчмарк-модели использовалась расчетная ячейка с топливом на основе плутония стандартного изотопного

состава, принятого в настоящее время в коммерческих реакторах PWR, использующих МОХ-топливо [1].

В результате выполнения работы проведена верификация программного комплекса САПФИР_95. Из полученных данных видно, что имеется определенное расхождение с программами, реализующими метод Монте-Карло [2].

Литература

1. Test Model Uniform Fuel Lattices and Subassemblies Calculation. Scientific and technical Report.. № 31-09/1955, Obninsk, 1995.

2. Программа САПФИР 95 для нейтронно-физических расчетов ячеек тепловых ядерных реакторов. Описание применения. ЛКВШ 03.302.0000.00-01 31.

РАЗРАБОТКА НАИБОЛЕЕ ЭФФЕКТИВНОЙ КОСТРУКЦИИ МИШЕНИ ДЛЯ УВЕЛИЧЕНИЯ НАРАБОТКИ ^{99}Mo НА РЕАКТОРЕ ВВР-Ц

*Р.В. Фомин, В.В. Колесов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Интенсивное развитие в России методов диагностики и лечения с помощью радиоактивных изотопов потребовало развития их производства в стране. Длительное время основными производителями ^{99}Mo и генераторов на его основе в России были ФЭИ и филиал НИФХИ им. Л.Я.Карпова в г. Обнинске, которые полностью обеспечивали потребности отечественной медицины в этом изотопе. Однако после закрытия в ФЭИ реактора-наработчика (реактор АМ) ^{99}Mo возникла потребность увеличения наработки этого изотопа на реакторе ВВР-ц в филиале НИФХИ им. Л.Я.Карпова для удовлетворения потребностей отечественной медицины. Кроме того, в связи с несостоявшимся пуском в Канаде 2-х реакторов-наработчиков ^{99}Mo , в мире возник огромный дефицит этого изотопа. Это значительно увеличило шансы занять эту нишу на мировом рынке молибдена российского производства. Поэтому

проблема увеличения производства ^{99}Mo и генераторов на их основе с одновременным улучшением их характеристик является важной народно-хозяйственной проблемой. Решение этой проблемы связано с выполнением комплекса научно-исследовательских и технологических работ. Исходя из этого, настоящая работа, посвященная решению этой важной народно-хозяйственной проблемы, является актуальной [1].

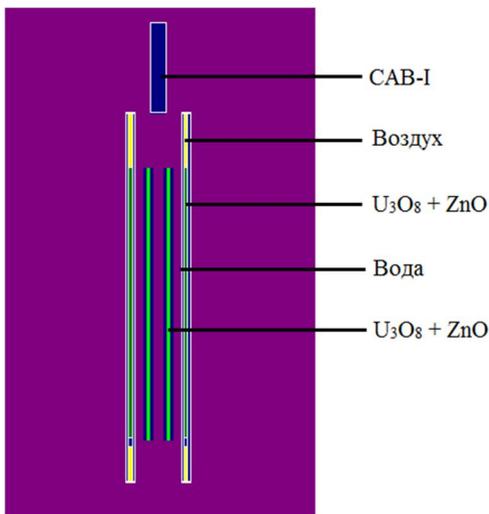


Рис.1. Модель модернизированной мишени для наработки ^{99}Mo

В работе [2] была представлена прецизионная модель активной зоны реактора ВВР-ц, позволяющая проводить расчетные исследования по улучшению наработки ^{99}Mo в технологических каналах. При этом увеличение наработки ^{99}Mo планируется получить за счет модернизации действующих мишеней. Для этого в мишени по типу «труба в трубе» размещается дополнительный внутренний элемент в виде стержня или трубки (рисунок 1) заполненного делящимся материалом мишени.

Проведенные расчетные исследования показывают заметное увеличения наработки ^{99}Mo в мишенях модернизированной конструкции. Основные проблемы при использовании такой

конструкции связаны с увеличением энерговыделения в мишени и уменьшением проходного сечения, что приводит к увеличению температуры воды. В дальнейшем будут рассмотрены более сложные геометрии и проведена работа по обоснованию теплогидравлических параметров мишени.

Литература

1. О.Ю. Кочнов, В.В. Поздеев, И.И. Третьяков, С.А. Соколов, А.И. Радаев, В.И. Трушкин. Перспективы модернизации ИЯУ ВВР-ц как наработчика радионуклидов медицинского и технического назначения. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС, №36, 2016, с.50-54.

2. В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов, Р.В. Фомин. Оценка увеличения производства ^{99}Mo при различных компоновках активной зоны на реакторе ВВР-ц. Ядерная энергетика, Изв. ВУЗов, №1, 2013, с.110-116.

ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ РЕЖИМЫ МИКРОКАПСУЛИРОВАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

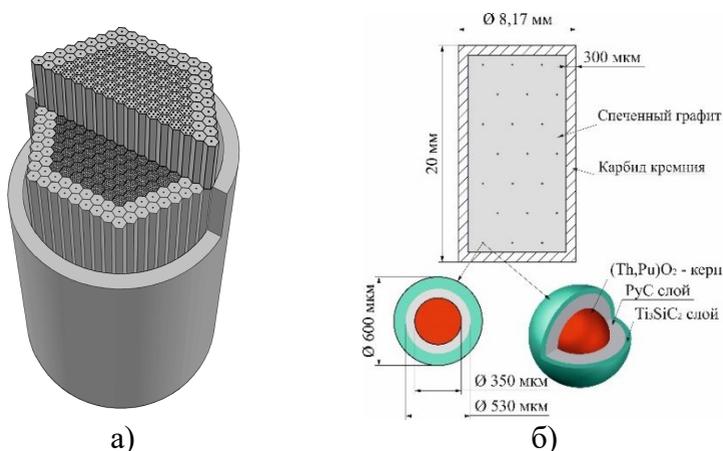
*А.И. Зорькин, В.В.Кнышев, О. Мендоса,
О.А. Украинец, И.В. Шаманин
ФГАОУ ВО НИ ТПУ, г. Томск*

Применение микрокапсулированного ядерного топлива позволяет решить сложные задачи, в области повышения эффективности использования ядерного материала, проблем по обеспечению безопасности и не распространению ядерных материалов и обращения с отработавшим ядерным топливом. В связи с этим, рассматриваются перспективы использования микрокапсулированного дисперсионного ядерного топлива в действующих реакторах [1] и реакторных установках нового поколения (Gen IV) (см. Рис. 1) [2].

Повышение эффективности использования ядерного материала, в условиях длительной эксплуатации и циклического изменения параметров температурного поля (мощности), приводит к достижению больших глубин выгорания в

микрокапсулированном ядерном топливе, что представляет собой весьма сложную научно-техническую проблему.

Изменения параметров температурного поля существенно влияет на напряженное-деформированное состояние, как топливного зерна, так и его покрытия. Уровень возникающих напряжений напрямую зависит от амплитуды скачка температуры ΔT и скорости ее изменения. Естественно, что величина напряжения зависит от многих условий, таких как степень радиационного повреждения, условия теплопередачи на границах топлива и т.д., но эти параметры не могут изменить характер основной закономерности: чем выше ΔT , тем выше уровень напряжения.



а) активная зона; б) топливный элемент

Рис. 1. Модель ВТГР малой мощности:

Следовательно, в данной работе рассматриваются особенности образования и влияния структурных изменений в материале топливного зерна и покрытий в условиях длительной эксплуатации и циклического изменения параметров температурного поля реакторной установки.

Литература

1. I.V. Shamanin, V.M. Grachev, et al., «Calculation evaluation of multiplying properties of LWR with thorium fuel» // Journal of Physics: Conference Series, 2017

2. I Shamanin, Y Chertkov, et al., «Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design» // Adv. in Mater. Science and Eng, 2015

ВЛИЯНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА СВИНЦА НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

¹М.М. Иванова, ¹В.В. Колесов, ²В.В. Коробейников,

¹А.М. Терехова, ¹Г.Л. Хорасанов

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²ГНЦ РФ – ФЭИ имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск

Свинец, сильно обогащенный 208-м изотопом, обладает неоспоримыми преимуществами перед другими теплоносителями. Прогнозируется, что применение ^{208}Pb в реакторах приведет к росту производства плутония и к трансмутации долгоживущих продуктов распада. Основной целью работы явилось исследование влияния изотопного состава свинца в теплоносителе на нейтронно-физические характеристики тестового быстрого реактора.

Для изучения влияния изотопного состава свинца на нейтронно-физические характеристики быстрого реактора использовался разработанный в Курчатовском институте бенчмарк быстрого энергетического реактора РБЕЦ-М [1], модель активной зоны которого включает 12 физических зон, отличающихся друг от друга размерами и температурами материалов (рис.1). Расчеты проводились для гомогенной и гетерогенной модели активной зоны реактора. Проведенные расчеты показали, что замена теплоносителя с природным свинцом на ^{208}Pb и ^{208}Pb с Вi позволяет значительно улучшить нейтронно-физические характеристики реактора, в частности за счет уменьшения начального запаса реактивности.

Исследования эффекта гетерогенности в модели реактора показали увеличение эффективного коэффициента размножения примерно на 1.5% на конец кампании.

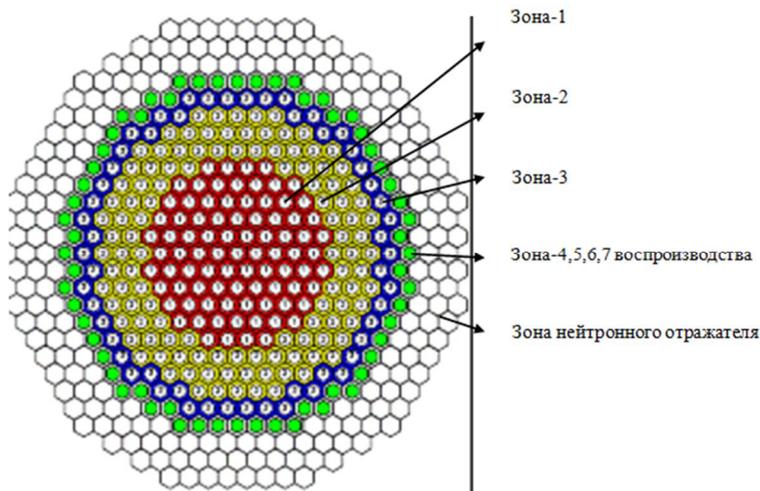


Рис.1. Поперечное сечение активной зоны реактора РБЕЦ-М

Литература

1. Intercomparison of Calculations made for RBETS-M Burn-up Cycle Benchmark. / Annex IV IAEA-TECDOC--1652, 2010. P.P. 1-35

ПОСТАНОВКА ЭКСПЕРИМЕНТА ПРИ ОБОСНОВАНИИ НАДЕЖНОСТИ ПАССИВНЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

¹Альсльман Мохаммад Ахмад, ²Д.С. Самохин

¹НИЯУ МИФИ, г.Москва

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Вопросам безопасной эксплуатации атомных электростанций (АЭС) уделяется значительное внимание в мире атомной промышленности особенно после аварий, произошедших в конце прошлого века и начале нынешнего.

Пассивные системы, широко используются в атомной промышленности в настоящее время благодаря простоте в проектировании и эксплуатации. Их работа в основном основана на естественном принципе и не требует внешних источников энергии для выполнения защитных действий.

Возникновение сбоев в пассивных системах, в которых движется рабочий орган и движется рабочая среда жидкость, называют тепло-гидравлическими пассивными системами, надежность подобного типа системы станет важной областью исследования. Увеличение использования подобных систем обосновано из-за трудностей в разработке привычных теплогидравлических систем.

Оценка надежности такой системы важна из-за их значительной роли в предотвращении и предотвращении возможных аварий, где повышение надежности таких систем повысит безопасность АЭС в целом.

В данной работе предлагается идея эксперимента по оценке надежности системы пассивной безопасности с целью выработки рекомендаций по проектированию эксперимента с целью обоснования надежности объекта ядерной технологии.

Результаты эксперимента, который мы проведем, могут оказать существенное влияние на оценку безопасности вновь построенных АЭС. Результаты могут помочь повысить надежность атомных электростанций, если они будут использованы в качестве вклада в ВАБ или, возможно, откроют новые вопросы для обсуждения подходов к обеспечению безопасности атомных электростанций.

Литература

1. M. Kumar, A. Chakravarty, A. K. Nayak, H. Prasad, and V. Gopika, "Reliability assessment of passive containment cooling system of AHWR using APSRA methodology," Nucl. Eng. Des., vol. 278, pp. 17–28, 2014.

2. J. Jafari, F. D'Auria, H. Kazeminejad, and H. Davilu, "Reliability evaluation of a natural circulation system," Nucl. Eng. Des., vol. 224, no. 1, pp. 79–104, 2003.

3. M. Marquès et al., "Methodology for the reliability evaluation of a passive system and its integration into a Probabilistic Safety Assessment," Nucl. Eng. Des., vol. 235, no. 24, pp. 2612–2631, 2005.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300 С ПЛУТОНИЕМ ИЗ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ

*А.А. Прец, М.А. Матвиенко
НИ ТПУ, г. Томск*

Одним из способов повышения экономичности и безопасности АЭС с быстрыми реакторами является переход от смешанного ураново-плутониевого оксидного топлива к высокоплотному топливу с высокой концентрацией делящихся изотопов.

Концепция БРЕСТ – реактор на быстрых нейтронах естественной безопасности с замкнутым уран-плутониевым топливным циклом и свинцовым жидкометаллическим теплоносителем.

Планируется использовать перспективное нитридное уран-плутониевое ядерное топливо высокой плотности, где используется природный уран и плутоний из легководных реакторов.

Для оценки нейтронно-физических параметров реактора БРЕСТ-ОД-300, в частности эффективного коэффициента размножения и длительности кампании топлива использовался пакет программ MC5PTR, а также расчет производился при помощи решения системы многогрупповой системы уравнений диффузии для критического ядерного реактора.

Расчет производился для компоновки активной зоны, составленных из гексагональных ТВС (169 сборок).

Параметры расчета задавались с учетом температурных поправок и при достаточно полном описании активной зоны, что положительно сказывается на полученном результате.

Значения эффективного коэффициента размножения для свежего ядерного топлива, полученные при расчете двумя разными методиками, многогрупповым методом и с MCU5PTR получились 1,054 и 1,053 соответственно. Полученные результаты говорят о том, что две разные методики расчета дают схожий результат. Также полученные значения эффективного коэффициента размножения соответствуют условию малого запаса реактивности для быстрого реактора.

Также в MCU5PTR определялась длительность кампании ядерного топлива, которая составила около 1300 эффективных суток, что практически соответствует проектному значению, которое составляет порядка 1500 эффективных суток. Разница между проектным и расчетным значением обусловлена тем, что неизвестен изотопный состав плутония из легководных реакторов, и в связи с этим использовался приближенный изотопный состав [1].

Расчеты говорят о том, что нитридное уран-плутониевое топливо с природным ураном и плутонием из легководных реакторов является приемлемым для использования в реакторной установке БРЕСТ-ОД-300 и практически полностью обеспечивают заданные проектные значения.

Литература

1. Bulkin S.Yu. Research and development for demonstration of fuel performance in the BREST-OD-300 core / S.Yu.Bulkin, V.V.Lemekhov, A.G.Sila-Novitsky, V.S.Smirnov // IAEA technical meeting: Design, manufacture and in-pile behavior of fast reactor fuel. – Obninsk, Russia, May 30 – June 3 2011, p. 75–81.

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ТОПЛИВА НА ДЛИТЕЛЬНОСТЬ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ ВК-300

М.М. Балачков, Д.В. Коновалов, А.А. Пермикин

АЭС с реакторными установками ВК-300 являются перспективными для получения электроэнергии и тепла для удалённых потребителей, таких как населённые пункты и промышленные предприятия [1]. Основным преимуществом является то, что основное оборудование реактора ВК-300 освоено промышленностью [2]. Использование различных видов топлива влияет на продолжительность кампании ядерного топлива, для оценки этого влияния необходимо производить нейтронно-физический расчёт данного реактора.

Нейтронно-физический расчёт проводился на основе диффузионно-возрастного приближения с использованием метода многих групп [3].

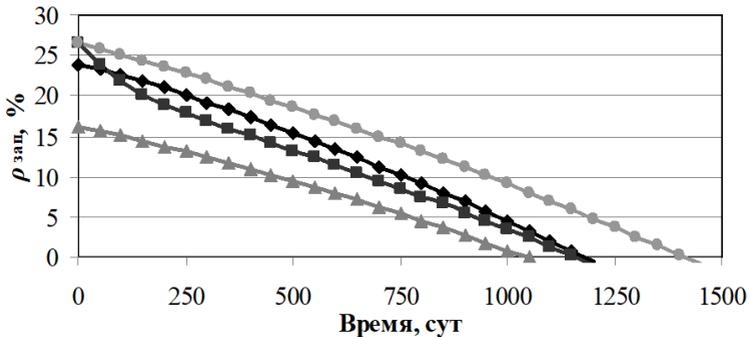


Рис. 2. Изменение запаса реактивности во времени для топлива: \blacklozenge – $U^{235}-U^{238}$, \blacksquare – $Pu^{239}-U^{238}$, \blacktriangledown – $U^{235}-Th^{232}$, \bullet – $U^{233}-Th^{232}$

Оптимизация элементарной ячейки производилась путём варьирования внешнего и внутреннего диаметра топливной таблетки для увеличения $k_{эф}$. Оптимизация проводилась для двуоксида урана. В результате анализа были найдены следующие оптимальные параметры топливной таблетки – внешний диаметр 0,53 см, внутренний диаметр 0,1 см.

Для анализа были выбраны следующие виды топлива: $U^{235}-U^{238}$, $Pu^{239}-U^{238}$, $U^{235}-Th^{232}$, $U^{233}-Th^{232}$. Результаты расчётов представлены на рисунке 1.

Как видно из рисунка 1 наибольшей длительностью кампании обладает U^{233} - Th^{232} топливо, это связано с бóльшим отношением σ_f/σ_a U^{233} , чем у других делящихся изотопов, и с бóльшим коэффициентом воспроизводства для Th^{232} .

Достаточно продолжительной кампанией обладают топлива на основе U^{235} - U^{238} и Pu^{239} - U^{238} . В U^{235} - U^{238} топливе изначально накапливается небольшое количество изотопов Pu , что делает кривую темпа потери реактивности более пологой в начале работы реактора. Затем, накопление Pu^{240} уменьшает угол наклона этой кривой, что приводит к уменьшению кампании. Для Pu^{239} - U^{238} данная закономерность идёт в обратную сторону.

Топливо на основе U^{235} - Th^{232} обладает наименьшей продолжительностью кампании. Это связано с бóльшим сечением поглощения Th^{232} , что сильно уменьшает начальный запас реактивности.

Литература

1. А.Г. Ишеков, Д.А. Клинов, Л.С. Смирнова, С.А. Субботин, Т.Д. Щепетина Анализ экономической эффективности атомных станций малой мощности // Атомная энергия, – М.: Некоммерческая орг. «Ред. журн. “Атомная энергия”» 2007, т.102, вып. 6.

2. Kuznetsov Y.N., Romenkov A.A., Mishanina Y.A. A nuclear desalination complex with a VK-300 boiling type reactor facility //International journal of nuclear desalination. – 2004, Vol. 1, №. 3.

3. А.В. Головацкий, В.Н. Нестеров, Шаманин И.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей среде с графитовым замедлителем // Известия высших учебных заведений. Физика. – Томск: Изд-во научно-технической лит., 2010. – Т. 53. – №. 11.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ВОСЬМИТРУБНОЙ ТВС РЕАКТОРА ИРТ-Т

*В.Д. Бармакина
НИ ТПУ, г. Томск*

Реактор ИРТ-Т – исследовательский реактор бассейного типа с использованием в качестве замедлителя, теплоносителя и верхней защиты дистиллированной воды и бериллия в качестве отражателя. В качестве топлива используется высокообогащенное дисперсное топливо в алюминиевой матрице.

Важнейшим требованием, предъявляемым к ТВС в реакторе, является соблюдение теплофизических условий их эксплуатации в активной зоне: температуры оболочки твэл, не превышение критического значения теплового потока с поверхности твэл и недопущение поверхностного кипения теплоносителя. Реакторная установка ИРТ-Т не имеет каналов контроля этих параметров. Измеряется лишь расход теплоносителя и перепад температур на входе и выходе из активной зоны.

Для обоснованности безопасной работы реактора ИРТ-Т во всех режимах, необходимо создание точной теплофизической модели. После появления полномасштабной нейтронно-физической модели появилась возможность рассчитать энерговыделение в каждой точке активной зоны, и, используя эти данные, создать достаточно подробную теплофизическую модель.

В качестве входных данных были использованы результаты моделирования активной зоны реактора в программе нейтронно-физического расчета MCU5. Каждый твэл был разбит на 60 точек по высоте, что позволило получить довольно точную картину энерго, а затем и тепловыделения. Граничными условиями были заданы объемный расход на выходе и давление на входе в ТВС.

Распределение температуры в ТВС варьируется в диапазоне от 320 до 370 К (50 – 97 °С, без учета температуры топлива), максимальная температура соответствует оболочке внешних твэлов (рисунок 1).

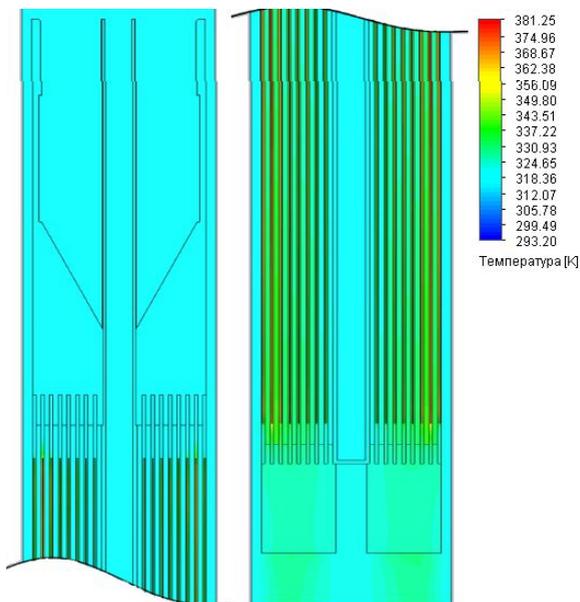


Рис. 1. Распределение температуры в сечении ТВС ИРТ-3М, находящейся в активной зоне реактора ИРТ-Т

Температура начала поверхностного кипения теплоносителя (температура стенки твэла к моменту образования на стенке первых пузырей) рассчитывалась по формуле Бергlesa-Розенау [1], которая учитывает вертикальное расположение тепловыделяющей поверхности и, что более важно, движение теплоносителя сверху вниз. При давлении воды на выходе из активной зоны 1,33 бар, ее величина составила 114,5°C. По сравнению с максимальной температурой оболочки (97 °С) существует запас до начала кипения $k=1,34$.

Литература

1. Bergles A.E., Rohsenow W.M. The determination of forced convection surface boiling heat transfer – J. Heat transfer, volume 86, 1964. – 363 p.

УСТОЙЧИВОСТЬ ЭЛЕМЕНТОВ ПОЛОГО СЕЧЕНИЯ ОРОСИТЕЛЕЙ АЭС

В процессе проектирования новых и реконструкции существующих зданий и сооружений тепловых и атомных электростанций возникает необходимость в применении эффективных металлических конструкций.

В работе приводятся результаты и анализ работы элементов полого поперечного сечения на устойчивость. Исследования проводились по следующему алгоритму:

- задаются коэффициентом раздутия k_p и находим n_1, n_2, b_1, b_2 ;
- определяют моменты инерции:

$$I_x = n_1 \beta_1 t_s h_s^3; \quad I_y = n_2 \beta_2 t_s h_s^3.$$

где n_1 и β_1 ; n_2 и β_2 – коэффициенты, принимаемые по номограмме [1], составленной в зависимости от величины давления сжатого воздуха необходимого для создания полого элемента (ПЭ) заданных размеров.

- определяют критические силы общей устойчивости стержневого полого элемента:

$$P_x = N_{cr,x} = k_1 k \pi^2 \frac{EI_x}{\ell_s^2}, \quad P_y = N_{cr,y} = k_1 k \pi^2 \frac{EI_y}{\ell_s^2},$$

где k_l – коэффициент, зависящий от размеров полого элемента; k – коэффициент, зависящий от длины и вида концов полого стержневого элемента, принимаемый по [1].

Рассмотрим пример. Требуется найти P_x и P_y при следующих данных: $l_s = 3000$ мм; $b = 300$ мм; $t = 1,5$ мм (рис.1). Проведем анализ влияния размеров полого элемента на значения критических сил. Для выполнения расчетов используем программу ВЕТА.

- Анализ графиков показал (рис.1), что при осевом сжатии ПЭ:
- размеры полого элемента по его ширине уменьшаются, а по высоте увеличиваются;
 - идет сближение кривых в точке $P=400$ кН, то есть, найдена точка предельных критических усилий.

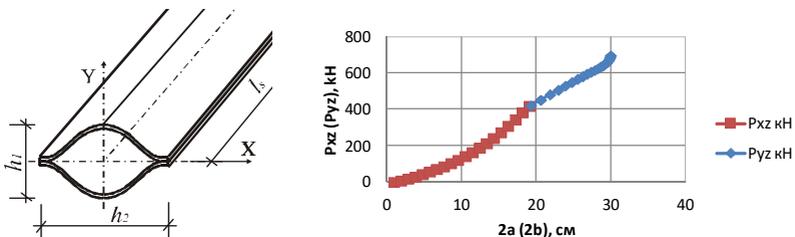


Рис. 1. – Зависимость « $2a(2b)$ »- P_{xz} (P_{yz})»

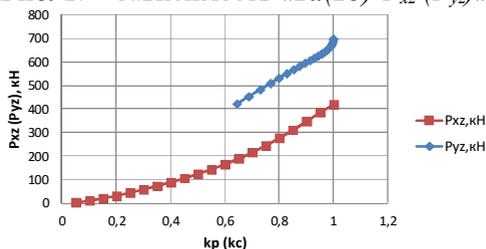


Рис. 2. Зависимость k_p (k_c) – P_{xz} (P_{yz})»

Критические усилия устойчивости в зависимости от коэффициентов формообразования представлены на рис.2. Анализ кривых показал:

- усматривается изменение критических усилий в зависимости от формы полого элемента, то есть от его размеров: высоты ($2b$) и ширины ($2a$);
- четко просматривается заметное влияние изменение формы ПЭ (поперечного сечения) на его устойчивость;
- четко видно снижение критических напряжений относительно оси у-у при $k_p = 0,6 - 1$ и увеличение относительно оси х-х при $k_p = 0 - 1$;
- при любом коэффициенте раздутия (k_p) или сжатия (k_c) можно найти критические усилия сжатия.

Полученные зависимости очень удобные при анализе критических усилий сжатия ПЭ при расчете на устойчивость конструкций оросителей АЭС.

Литература

1. С.А. Ращепкина К вопросу об устойчивости металлической цилиндрической оболочки из сборных элементов // Глобальная ядерная безопасность. М.: НИЯУ МИФИ. 2016, №1 (18). С.51-59.

РАСЧЕТ НЕСТАЦИОНАРНОГО ОТРАВЛЕНИЯ КСЕНОНОМ-135 ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР

*А.Е. Овсенёв, А.А. Пермикин, Е.Е. Пермикина
НИ ТПУ, г. Томск*

Управление энергоблоком атомной электростанцией (АЭС) – это сложная инженерная задача. В данном процессе возможны различные ситуации, которые могут привести, как к частичному, так и к полному останову ядерного реактора (ЯР). В случае полного останова ЯР, в активной зоне происходит такой физический процесс, как уменьшение реактивности из-за увеличения концентрации ксенона-135, данный процесс называется «йодная яма».

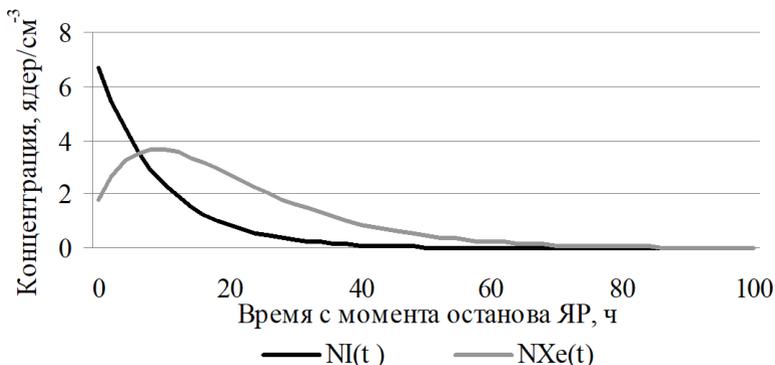


Рис. 1. Зависимость изменения N_{Xe} и N_I после останова ЯР

В данной работе были произведены расчеты нестационарного отравления ксеноном-135 ЯР типа ВВЭР с тепловой мощностью 3200 МВт., и объемом активной зоны 29,3 м³.

В результате проведения расчета [1], была получена зависимость изменения концентраций йода и ксенона после полного останова ЯР, работающего на номинальной мощности (рисунок 1).

На данной зависимости видно, что время выхода из «йодной ямы» составляет 26 часов.

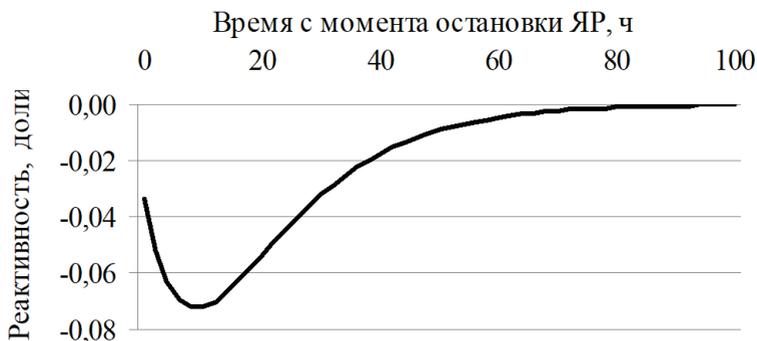


Рис. 2. Изменение реактивности после останова ЯР

Также был получен график изменения реактивности (рисунок 2).

На графике также видно, что потеря реактивности на максимальной глубине «йодной ямы» составляет $-0,0721$ отн. ед.

Далее было рассчитано время достижения максимальной глубины «йодной ямы» [2], которое составило 8,8 часов.

Данный расчет показал, что вследствие «йодной ямы» при пуске ЯР после останова, требуется запас реактивности. При отсутствии достаточного запаса реактивности приходится либо запускать ЯР через 20-40 часов, в зависимости от уровня мощности, с которого произошел останов, либо использовать спец. режимы останова ЯР.

Литература

1. Кипин Дж. Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. – М., Атомиздат, 1967. – 358 с.

2. Л.П. Абагян, Н.О. Базазянц, И.И. Бондаренко, М.Н. Николаев Групповые константы для расчёта ядерных реакторов М: Атомиздат, 1964.

В ЛЕГКОВОДНОМ ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ НА ТОРИЕВОМ ТОПЛИВЕ

*А.А. Сливин, Ю.Б. Чертков
НИ ТПУ г. Томск*

Интерес к вовлечению тория в ядерную энергетику повышается с каждым годом. По сравнению с ураном, торий в три раза более распространен в земной коре, обладает более благоприятными физическими и химическими свойствами, такими как высокая температура плавления, теплопроводность, низкий коэффициент термического расширения, радиационная устойчивость [1].

Однако производство тория дороже урановых аналогов, так как торий, являясь рассеянным элементом, не образует собственных месторождений. Из-за плохих механических свойств из тория сложно изготовить изделия точной формы [1].

Идея разработки энергетического реактора, который не требовал бы перегрузок топлива в течение всего срока службы («черный ящик»), является привлекательной в наше время. Увеличение энерговыработки топлива, т.е. увеличение глубины выгорания топлива является наиболее «беспроигрышным вариантом», ведущим к удлинению кампании.

Возможность использования тория в качестве топлива для легководных реакторов типа ВВЭР решена в концепции Радковского. Особенностью концепции является использование гетерогенной топливной сборки состоящей из запальной сборки и зоны воспроизводства (бланкет), при этом ториевая часть топливной сборки отделена от урановой запальной части. Данное разделение позволяет индивидуально управлять топливом для ториевого бланкета и запальной части [2].

Нейтронно-физические расчеты ячейки проводились с использованием программного комплекса WIMSD-5B (Winfrith Improved Multigroup Scheme, версия D5), предназначенный для детального нейтронно-физического расчета ячеек реакторов различных типов, в том числе и с учетом выгорания. Расчет выгорания топлива и поглотителя для бесконечной гетерогенной цилиндрической ячейки с 69-ю группами констант проводился с использованием DSN метода (метод дискретных ординат). В качестве расчетной модели рассматривалась элементарная ячейка активной зоны реактора ВВЭР-1000. Расчет проводился в цилиндрической геометрии, для чего было выполнено преобразование реальной шестигранной элементарной ячейки к цилиндрическому виду.

Нитридное топливо с изотопным составом 15 % Pa²³¹-16 % U²³³-69 % Th²³², с протактинием в качестве выгорающего поглотителя, обладает наиболее благоприятным изменением реактивности. При снижении энергонапряженности активной зоны, возможно достижения сверхдлинной 50-летней кампании легководного реактора при выгорании 30 % т.а. Замена стандартного топлива на новое также обеспечит значительное препятствие распространению ядерного оружия, вследствие высокого тепловыделения U²³².

Однако данные расчеты являются недостаточными для оценки перспективности такого топлива, необходимо исследовать вопросы обоснования работоспособности твэлов при экстремальных выгораниях топлива и общую экономическую эффективность таких реакторов.

Литература

1. Алексеев С., Зайцев В. Горий в ядерной энергетике//Москва: Изд-во ТЕХНОСФЕРА. – 2014. – 288 с.
2. Гальперин А., Райхерт П., Радковски Э. Ториевое топливо для легководных реакторов: уменьшение возможности ядерного топливного цикла способствовать распространению ядерного оружия //Наука и всеобщая безопасность. – 1997. – Т. 6. – №. 3. – С. 265-290.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА «SCALE» ДЛЯ АНАЛИЗА КРИТИЧНОСТИ

*К.Д. Ковалев, В.В. Колесов, В.А. Мишин, Н.А.Мищуков
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Расчет и оценка эффективного коэффициента размножения $K_{эфф}$ систем с делящимися материалами являются неотъемлемыми компонентами научных, конструкторских работ при создании ядерных энергоустановок. Без знания значения $K_{эфф}$ и его зависимости от различных параметров системы невозможно обоснование ядерной безопасности на стадии разработки, а также безопасное обращение с ядерными установками в процессе эксплуатации.

К настоящему времени разработано и испытано большое количество программ для анализа критичности. Среди них как отечественные MCU (Курчатовский институт), TDMCC (ВНИИЭФ), TRIGEX (ФЭИ), так и зарубежные MCNP (Лос-Аламос), SCALE (Оак-Ридж), Serpent (Финляндия) и т.д.

В данной работе расчет по анализу критичности и оценка полученных параметров будут осуществляться на программе SCALE.

Входными данными для программного пакета являются стандартный набор информации о системе, необходимый для расчета и анализа $K_{эфф}$:

- Материальный состав системы;
- Геометрическая модель системы;
- Библиотеки ядерных данных и способы их обработки;
- Вспомогательные параметры печати результатов.

Результатом такого расчета могут быть:

- Коэффициент размножения системы;
- Критические геометрические параметры системы (т.е., размеры) для заданного пользователем $K_{эфф}$;
- Критические параметры материалов (т.е., концентрации, плотности и т.д.) для заданного пользователем $K_{эфф}$.

Таблица 1

Сравнение результатов расчета эталонных моделей

Тип отражателя	$K_{эфф}$, с парам. по умолчанию	$K_{эфф}$, с новыми парам.	MCNP (CE ENDF/B- V)	Эталонное значение $K_{эфф}$
вода, сфера	0,9991 $\pm 0,0021$	0,9999 $\pm 0,0005$	0,9993 $\pm 0,0011$	1,0000 $\pm 0,0010$
торий, цилиндр	0,9988 $\pm 0,0017$	0,9999 $\pm 0,0005$	1,0062 $\pm 0,0012$	1,0000 $\pm 0,0006$

В качестве расчетных систем были выбраны:

- два эталонных критических эксперимента, включающие в себя плутониевые сферы с различными отражателями;
- промышленный бак с уранилнитратом и физический котел быстрых нейтронов (ФКБН), на которых произошли аварии с СЦР.

При расчете с параметрами моделирования по умолчанию, результаты совпадают с эталонным значением в пределах доверительного интервала, а относительная погрешность в два раза превышает эталонную погрешность модели (табл.1). При увеличении количества нейтронов в моделировании, удалось добиться улучшения точности в четыре раза.

Для аварийных систем были получены значения $K_{эфф}$, соответствующие надкритичности, а также определены параметры, при которых $K_{эфф} \leq 1,000$.

Литература

1. Обзор ядерных аварий с возникновением СЦР (LA-13638) / В. В. Фролов, Томас П. Маклафлин, Шан П. Монахан, Норман Л. Прувост, Б. Г. Рязанов – Лос-Аламосская национальная лаборатория: 2003 г., 236 с.

2. Roger W. Brewer. Benchmark Critical Experiment of a Water Reflected Alpha-Phase Plutonium Sphere. – Los Alamos National Laboratory: 1995 г., 22 с.

3. Roger W. Brewer. Benchmark Critical Experiment of a Thorium Reflected Plutonium Sphere. – Los Alamos National Laboratory: 1995 г., 19 с.

СОВРЕМЕННЫЕ ПОДХОДЫ В КОМПЛЕКСНОМ МОДЕЛИРОВАНИИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

*А.Д. Смирнов, Г.В. Тихомиров
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Моделирование ядерных реакторов во время нормальных и аварийных условий является сложной «мультифизической» (multi-physics) и «мультимасштабной» (multi-scale) задачей. Из-за этих аспектов детерминистические программы являются наиболее подходящими для моделирования режимов работы ядерных реакторов в широком диапазоне возможных условий. Тем не менее детальное моделирование всей системы по-прежнему невозможно из-за большого количества неизвестных переменных, которые требуются для реализации такого подхода. Вместо этого детерминистическое моделирование делит рассматриваемую проблему на более простые задачи, когда рассматривается одна конкретная область физики или рассматривается конкретный масштаб, связанный с данной областью физики.

Современные подходы в моделировании ядерных энергетических установок основаны на связи существующих кодов расчета различных физических задач. Связь осуществляется внешней оболочкой для обмена данными между независимыми модулями [1]. Несмотря на достигнутое качество моделирования, используемые в настоящее время коды основаны на множестве различных этапов расчета, которым иногда соответствуют многочисленные приближения. Цель настоящей работы - четко обозначить расчетные шаги с соответствующими приближениями для дальнейшего использования кодов в диапазоне их действия и, как следствие, для получения достоверных результатов. Кроме того, в настоящей работе одновременно рассматривается моделирование переноса нейтронов, переноса жидкости и

теплопередачи. Взаимозависимость этих трех областей является одним из ключевых явлений, которые должным образом учитываются для достижения надежных результатов моделирования.

В этой статье были представлены современные технологии связи нейтронно-физических и теплогидравлических программ, используемые в настоящее время для моделирования как стационарных, так и нестационарных задач реакторной физики. В основе таких подходов различные области физики (а иногда и разные масштабы) решаются разными кодами, которые итерационно связываются для обновления параметров системы.

В настоящее время прилагаются большие усилия для разработки подходов и методов следующего поколения, нацеленных на высокоточное моделирование ядерных энергетических установок. Несколько крупных национальных и международных проектов посвящены разработке современных кодов комплексного расчета нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик ЯЭУ. Например, Министерство энергетики США спонсирует Консорциум по продвинутому моделированию легководных реакторов (Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactors - CASL) для развития мультифизического моделирования реакторов типа LWR. В Европе аналогичный проект осуществляется в рамках Проекта интегрированного моделирования ядерных реакторов (Nuclear Reactor Integrated Simulation Project - NURISP), спонсируемого Европейской комиссией. Предпринимаются также усилия по объединению подходов вычислительной гидродинамики (Computational fluid dynamics – CFD) с вероятностными методами переноса нейтронов (метод Монте-Карло) [2]. Подобные проекты направлены на использование компьютерных технологий мирового уровня и предназначены для обеспечения высокого уровня точности и надежности результатов моделирования ядерных реакторов.

Литература

1. Akdeniz, B., Ivanov, K.N. and Olson, A.M. (2006) Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) benchmark - Vol. III: Summary results of exercise 2, OECD NEA/NSC/DOC, p.23.
2. Li, L. and Wang, K. (2012) 'The first-principle coupled calculations using TMCC and CFX for the pin-wise simulation of LWR', Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics – Linking Research, Industry, and Education, PHYSOR 2012, American Nuclear Society, La-Grange Park, USA.

КОМПЛЕКС МОДЕЛИРОВАНИЯ НАДЕЖНОСТИ СИСТЕМ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО

*¹Е.В. Михайлова, ²А.В. Соболев
¹Нововоронежская АЭС, г. Нововоронеж
²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В работе рассматриваются основные модели, заложенные в разработанный программный комплекс для моделирования показателей надёжности сложных технических систем реакторных установок методом Монте-Карло. Описаны подходы к организации определения состояния системы на основе компоновки в группы, принципы учета зависимых отказов и неполного восстановления.

В качестве законов распределения случайного времени до отказа отдельного элемента моделируемой системы предусмотрено два закона распределения. Приводятся соотношения для генерации случайного времени до отказа этих распределений.

Отдельно рассмотрена организация моделирования систем, работающих в режиме ожидания. Важно, что элементы таких систем периодически испытывают, причем периодичность эта для разных элементов одной системы может быть разной. Описана реализация учета периодических опробований в рамках моделирования надежности.

Рассмотрены особенности типов восстановления, с точки зрения их учета при моделировании. Так, например, возможны мгновенное восстановление одних элементов системы и случайное для других. Отдельное внимание уделено принципам организации учета различных типов восстановления при моделировании, в совокупности с учетом влияния зависимых отказов.

Учет неполного восстановления выполняется на основании относительно простой эвристической модели, описанной в настоящей работе. Использование предложенной модели неполного восстановления предусмотрено при моделировании надежности системы.

Подробно описан принцип работы разработанного расчетного кода для моделирования надежности сложных технических систем АЭС с учетом всех указанных особенностей.

СЕКЦИЯ II ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС

ВЛИЯНИЕ РЕЗОНАНСНОГО РАССЕЙЯНИЯ НА ДОПЛЕРОВСКИЙ КОЭФФИЦИЕНТ РЕАКТИВНОСТИ

¹ А.С.Листов, ¹ М.Р.Малков, ² А.А. Ринейский,

¹ В.В. Саница, ³ М.Ю.Терновых

¹НИЦ «Курчатовский институт», Москва

²Karlsruher Institut für Technologie, Germany

³ НИЯУ «МИФИ», Москва

Доплеровский коэффициент реактивности является решающим параметром при оценке переходных процессов в реакторах ВВЭР, возникающих при перемещении управляющих стержней или аварий с потерей теплоносителя. Так как не представляется возможным проводить прямые измерения в действующих реакторах, следует уделять особое внимание данному параметру при анализе безопасности легководных реакторов.

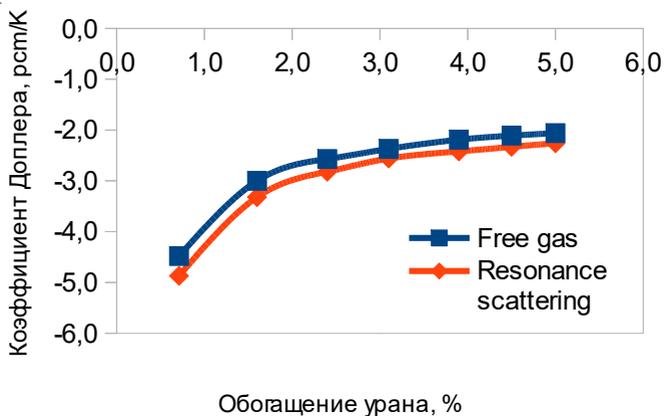


Рис. 1. Коэффициент Доплера для UO₂

Традиционно в расчетах использовалась модель свободного газа заключающая в себе противоречие: для нейтронов, теряющих энергию при столкновении, учитывается зависимость

сечения от температуры (в виде доплеровского уширения резонансов), а для нейтронов, приобретающих энергию – нет. Это в свою очередь подтолкнуло развитие алгоритмов и методов учёта резонансов в дважды дифференциальных сечениях рассеяния [1], как более точной и совершенной модели.

В работе представлены результаты оценки влияния рассеяния на резонансах при расчете доплеровского коэффициента реактивности на основе алгоритмов подготовки данных, реализованных в процессинговой программе GRUCON. Приведено сравнение модели свободного газа с моделью рассеяния на резонансах и с опубликованными результатами расчетов [2], выполненных с использованием других методов подготовки данных [3].

Так же в проведенной работе показано, что алгоритмы переработки данных в процессинговых программах NJOY, GRUCON, и встроенные в MCNP для модели свободного газа приводят к отклонениям, не превышающим 3 % от среднего значения, что сопоставимо со статистической точностью проведенной оценки. Таким образом, погрешность процессинга оцененных данных не оказывает существенного влияния на оценку доплеровского коэффициента реактивности.

Что касается погрешности модели свободного газа, традиционно используемой в задачах ядерной безопасности, она сопоставима с допустимой величиной 10%, приводя к более консервативной оценке (к уменьшению отрицательной обратной связи), что видно на рисунке 1.

Данное усиление отрицательной обратной связи с температурой топлива в модели резонансного рассеяния позволяет снять излишнюю консервативность при анализе безопасности.

Литература

1. W. Rothenstein. Proof of the formula for the ideal gas scattering kernel for nuclides with strongly energy dependent scattering cross sections. // *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 31(1):9–23, Amsterdam 2004

2. R. D. Mosteller, "The Doppler-Defect Benchmark: Overview and Summary of Results", M&C + SNA 2007, Monterey, California, April 15-19, 2007
3. Малков М.Р., Ринейский А.А., Сеница В.В. Алгоритм учета Доплер-эффекта в дважды дифференциальных сечениях упругого рассеяния в резонансной области энергий Сб. докладов Межведомственного XXIII семинара «Нейтроника-2014», г. Обнинск, 2012

РАЗРАБОТКА СПОСОБА СЕПАРАЦИИ И ПОГЛОЩЕНИЯ ВОДОРОДА ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ВВЭР-1000

*Колукысаоглу Явуз, Демирджи Мерве
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Образование водорода в реакторах на тепловых нейтронах с водным теплоносителем в режиме нормальной эксплуатации обусловлено разложением воды или пара под действием облучения в активной зоне реактора. При запроектной аварии с осушением активной зоны возникают условия для выделения водорода в термохимических реакциях пара с цирконием, топливом, конструкционными материалами и топлива с бетоном. Повышенная концентрация водорода внутри защитной оболочки АЭС в аварийных условиях может привести к взрыву с разрушением защитной оболочки и выходом радиоактивных продуктов деления в окружающую среду [1].

В целях недопущения скопления водорода во взрывоопасных концентрациях более 3 % в оборудовании РУ ВВЭР-1000 на практике чаще всего производится продувка азотом оборудования для разбавления газовой смеси и ее удаления.

Для наиболее мощного источника выделения, возможного скопления и образования взрывоопасной концентрации водорода - деаэрата подпиточной воды - имеется специально сконструированная система для сбора и утилизации выделяющегося из продувочной воды водорода, называемая системой дожигания водорода [2].

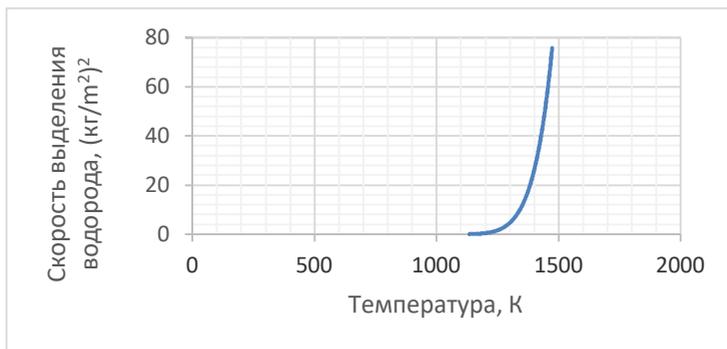


Рис. 1. Зависимость скорости выделения водорода от температуры в аварийных условиях для ВВЭР-1000

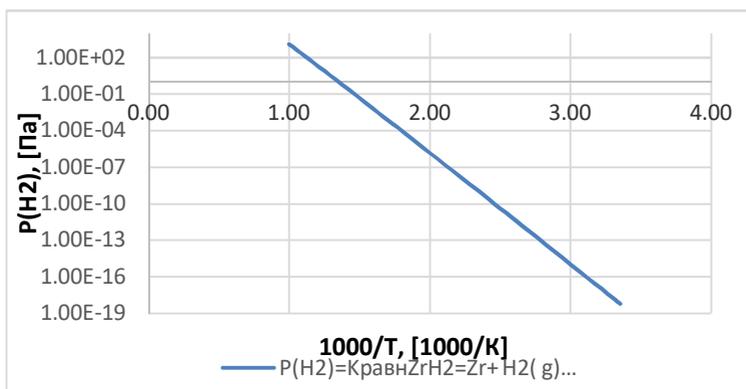


Рис. 2. Равновесное давление водорода над цирконием

Гидриды циркония используется в качестве источников водорода. Мы предлагаем использовать цирконий в качестве поглотителя водорода с образованием ZrH_2 . Зависимость равновесного давления водорода над гидридом циркония от обратной температуры по данным работы представлена на рисунке 1.

Литература

1. ИБРАЭ [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.ibrae.ac.ru/contents/60/>
2. Технологические системы реакторного отделения с РУ ВВЭР-1000 / Вспомогательные системы. Ч. 2 - С. 168-169. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://studfiles.net/preview/5288618/page:35/>

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ЗАМЕНЫ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ РЕАКТОРОВ РБМК-1000

*М.С. Панин, Н.П. Сердунь, П.Е. Болотный
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск.*

Одним из основных факторов, ограничивающих эксплуатацию реакторов РБМК, является истощение зазора между технологическими каналами и графитовой кладкой. Наличие такого зазора необходимо для того, чтобы обеспечить вертикальное термическое расширение технологических каналов; неконтактный теплообмен между графитовыми колоннами и стенками технологического канала (ТК), а также протекание азотно-гелиевой смеси.

Изменения геометрических размеров канальных трубопроводов и графитовых блоков, обусловленные высокими температурами и нейтронным облучением, могут привести к образованию контакта между трубой ТК и графитовой кладкой, что нарушает предусмотренные проектом условия работы конструкций реактора [1].

Целью работы являлась разработка технологии замены технологических каналов реакторов РБМК-1000. Была составлена последовательность операций и подробное описание каждой из них.

Расчеты показывают, что в случае плотного контакта в блоках РБМК-1000 напряжения достигнут предела прочности на наружной поверхности к 20-25 годам эксплуатации [2]. Растрескивание вызовет необратимые процессы, ведущие к

повышению температуры, ускорению распухания, структурной деградации графита и к существенному сокращению ресурса.

Так как заклинивание каналов может вызвать необратимые изменения в системе канал-кладка, последствия которых невозможно до конца спрогнозировать, возникает вопрос о необходимости калибровки ячеек и замены технологических каналов еще до того, как такие необратимые явления произойдут.

Литература

1. Л.А. Белянин, Ю.В. Лебедев и др. Безопасность АЭС с каналными реакторами. Реконструкция активной зоны. М.:Энергоатомиздат -1997.

2. Регламент эксплуатационного контроля ТК, КСУЗ и графитовой кладки реакторов РБМК-1000; РБМ-К11. Сб.01Д2. НИКИЭТ, 1993.

ПОДДЕРЖАНИЕ КИСЛОРОДНОГО ПОТЕНЦИАЛА В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С ГОРИЗОНТАЛЬНЫМИ ПАРОГЕНЕРАТОРАМИ

*С.И. Павленков, В.А. Гадетов, А.А. Карбышев, О.Р. Журавлёва
НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

При проектировании реакторных установок со свинец-висмутовым теплоносителем серийных АПЛ проектов 705 никаких мероприятий и устройств очистки контура и теплоносителя от примесей и регулирования содержания кислорода в них не предусматривалось.

На стадии строительства первой АПЛ в состав реального контура были введены: датчик термодинамической активности кислорода в теплоносителе, эжекционное (сопловое) устройство ввода газа в поток ТЖМТ и мероприятия по вводу водородосодержащих смесей в газовую систему реакторного контура. В состав эксплуатационной документации базового

обслуживания были введены специальные режимы по технологии теплоносителя:

- отбор проб ТЖМТ «на входе» штатным пробоотборником;
- проведение поверхностной водородной регенерации оксидов теплоносителя;
- проведение очистки внутренних поверхностей и теплоносителя двухкомпонентным потоком ТЖМТ – водородосодержащая газовая смесь;
- постоянный контроль содержания термодинамически активного кислорода в ТЖМТ штатными активометрами конструкции и поставки ФЭИ;
- дозированный ввод кислородосодержащей газовой смеси в реакторный контур из специальных баллонов.

Знания, полученные в последние годы, показывают, что поверхностная и эжекционная регенерация, проводимые на АПЛ пр705 и стенде КМ-1 в неявном виде совмещалась с обработкой контура двухкомпонентными смесями ТЖМТ – водородосодержащая газовая смесь, что существенно повлияло на эффективность процесса очистки контура от оксидов ТЖМТ. Формирование двухкомпонентных смесей ТЖМТ – газ за счет энергии падающих струй ТЖМТ осуществлялось с использованием следующих элементов реакторного контура:

- концевых участков воздушников парогенераторов;
- в сливных трубах Ду60 главных циркуляционных насосов реакторного контура.

В РУ типа БРЕСТ при переливе свинца через верхний край трубы постоянного напора струи ТЖМТ, падающие на его свободную поверхность, также захватывают газ и формируют двухкомпонентную смесь ТЖМТ – газ. Крупные пузыри агломерируют и сепарируются на свободной поверхности свинца. Более мелкие пузыри (1 – 2 мм и менее) могут захватываться потоком ТЖМТ и поступать в основной циркуляционный контур реактора.

В прорабатываемой в НГТУ реакторной установке с горизонтальными парогенераторами БРС ГПГ предлагается ввод газа в циркуляционный поток реакторного контура в двух элементах:

- в специальном устройстве формирования участков струй, брызг, капель потока ТЖМТ, затем падающих на свободную поверхность теплоносителя и захватывающие пузырьки газа в объем свинца;

- во входных камерах главных циркуляционных насосов за счет энергии струи поступающих в ГЦН после парогенераторов.

Специальные устройства для ввода газа в поток ТЖМТ размещаются в реакторном контуре.

На входе в насосы установлены наклонно, под углом к свободной поверхности теплоносителя, не менее одной пластины. Нижний край пластин заглубляется под свободную поверхность, а верхний край пластин выступает над свободной поверхностью теплоносителя, поступающего в насос. В районе верхнего края пластин и падающих на свободную поверхность капель и струй теплоносителя установлена трубка подачи окислительной или восстановительной газовой смеси.

Основанием для проведения очистки теплоносителя и контура от его оксидов является либо недопустимо высокое содержание контролируемой примеси кислорода в теплоносителе и в контуре, либо регламентная очистка (по установленным срокам проведения режима очистки), либо очистка после разуплотнения контура вследствие аварии или ремонтных работ. Работа ядерной энергетической установки в технологическом режиме удаления оксидов теплоносителя из теплоносителя и из их отложений на поверхностях реакторного контура осуществляется следующим образом: в газовый объем вблизи устройства через трубку подаётся восстановительная газовая смесь. Поток свинцового теплоносителя поступает после парогенератора в главный циркуляционный насос. Омывая пластину, теплоноситель захватывает газовую смесь в виде мелко-дисперсионных пузырей под свободный уровень теплоносителя и поступает в составе двухкомпонентного потока в насос. С напора главного циркуляционного насоса пузырьки поступают в каналы реактора, парогенератора и другие каналы, восстанавливая оксиды до чистого свинца и очищая теплоноситель и поверхности контура от этих примесей.

Заключение.

Устройства формирования двухкомпонентных потоков ТЖМТ – газовые смеси за счет энергии падающих на свободную поверхность струй ТЖМТ рекомендуются для стендов и реакторных контуров с ТЖМТ в составе комплексных систем технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей или в виде индивидуальных устройств.

РАСЧЕТЫ ПАРАМЕТРОВ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ КОНТУРА РЕАКТОРА ПРИ СВЕРХКРИТИЧЕСКОМ ДАВЛЕНИИ

*К.П. Степанченко, Е.Ф. Авдеев
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Реакторы при сверхкритическом давлении относятся к реакторам 4-го поколения. Внедрение этой технологии прогнозируется к 2040 г. Их назначение связывают с получением высокотемпературного тепла и наработкой топлива на быстрых нейтронах. Кроме того эти реакторы имеют такие плюсы, как: большой КПД(43-44%); сниженные затраты на собственные нужды при работе реактора; меньшая металлоемкость реакторной установки, по сравнению с другими проектами ВВЭР. Существуют различные схемы охлаждения данных типов реакторов, в основном двухходовая.

Целью произведенных расчетов является оценка времени истечения теплоносителя при разгерметизации контура, которое отводится оператору для локализации аварии.

Для расчетов был выбран проект реактора ВВЭР-СКД, с параметрами: давление теплоносителя на выходе из реактора – 24,5МПа, температура теплоносителя на выходе из реактора – 540°С, масса теплоносителя – 16000кг, сечение разрыва контура – 0,01м².

С помощью пособия была определена методика нахождения критических расходов для перегретого газа. Из законов сохранения энергии были получены формулы для нахождения

изменения давления и температуры, в объеме реактора, от

времени: $\frac{dP}{d\tau} = \frac{P \frac{dq}{d\tau}}{T c_v} - \frac{G c_p P}{M c_v} ; \frac{dT}{d\tau} = \frac{T dP}{P d\tau} + \frac{T G}{M} [1].$

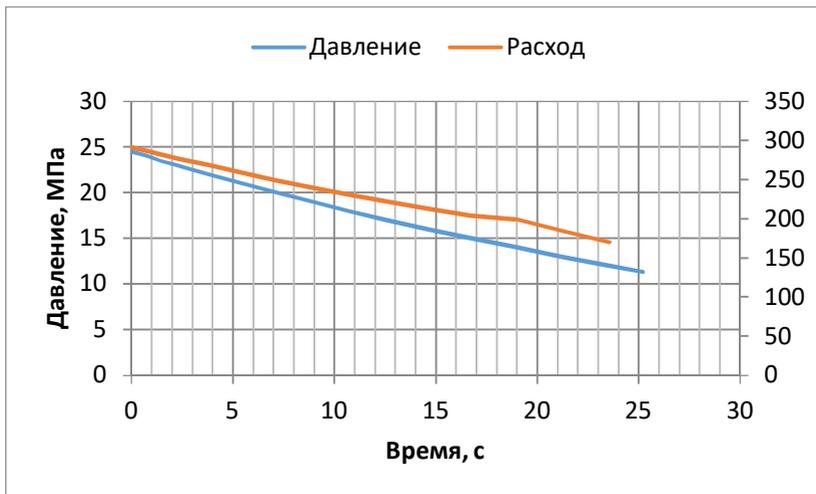


Рис. 1. Падение давления и расхода от времени

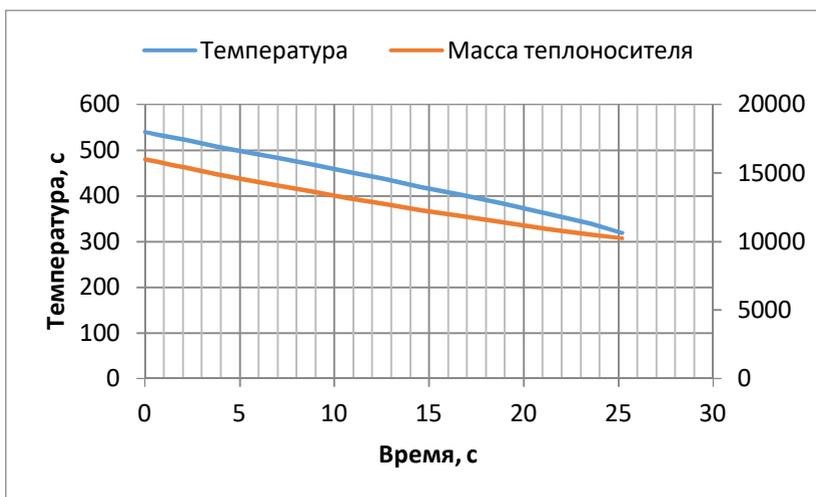


Рис. 2. Падение температуры и массы теплоносителя от времени

В результате расчета мы определили, что через 25,2с в реакторе останется насыщенный пар с параметрами: $t=319,3^{\circ}\text{C}$, $P=11,3\text{МПа}$, $M_{\text{теп}}=10229$ кг. В результате дальнейшего истечения теплоносителя из контура вода в реакторе начнет конденсироваться, и будет происходить истечение двухфазной смеси до того, как не запустится система аварийного охлаждения реактора.

Графики изменения параметров теплоносителя от времени представлены на рисунках 1 и 2.

Литература

1. Е.Ф. Авдеев, Н.Е. Ющенко. Расчет гидравлических характеристик реакторного контура – Обнинск, 2008.

ПРИНЦИП ПАДАЮЩИХ СТРУЙ НА СВОБОДНУЮ ПОВЕРХНОСТЬ СВИНЦОВОГО ИЛИ СВИНЕЦ-ВИСМУТОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ДЛЯ РЕГУЛИРОВАНИЯ СОДЕРЖАНИЯ КИСЛОРОДА В ТЖМТ

*И.С. Гачев, Л.В. Баранова, Н.А. Кривко, А.А.Пегасина,
Д.Н. Рябов
ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

При создании установок и стендов со свинец-висмутовым теплоносителем всегда приходится решать две взаимно дополняющих задачи [1]. Это: 1 – очистка контуров и теплоносителя от его оксидов; 2 – контролирование регулирования содержания термодинамически активного кислорода в ТЖМТ для формирования и доформирования оксидных защитных покрытий на поверхностях конструкционных материалов контура, контактирующих с ТЖМТ.

Было предложено использовать для решения этих проблем энергию струй ТЖМТ, падающих на свободную поверхность теплоносителя. Сущность варианта устройства для очистки и регулирования содержания кислорода путем ввода

водородосодержащих или кислородосодержащих газовых смесей в объем ТЖМТ за счет энергии падающих струй заключается в следующем.

В НГТУ проводились исследования по регулированию окислительного потенциала ТЖМТ с подачей в трассу эжектируемого газа смеси инертного газа с кислородом, водородом и их смесью, генерируемыми электролизом. Конструктивная схема газового массообменника представлена на рисунке 1.

Были выявлены преимущества газового теплообменника. А так же построены зависимости разряжения в газовой камере и расхода воздуха от расхода воды в макетном образце газового массообменника.

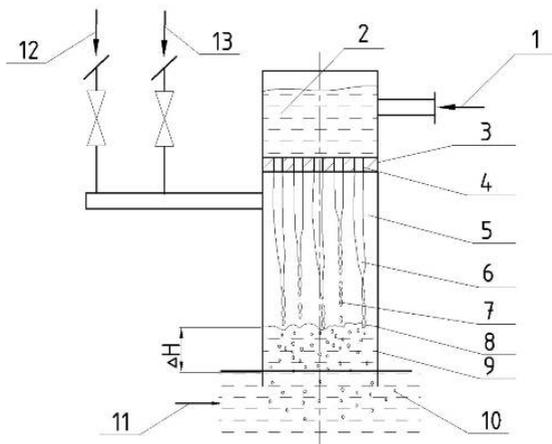


Рис.1 Конструктивная схема газового массообменника: 1 – подача ТЖМТ; 2 – напорная камера; 3 – перфорированная решетка; 4 – отверстие истечения; 5 – камера разрежения; 6 – струя ТЖМТ; 7 – капли ТЖМТ; 8 – возможные положения свободного уровня ТЖМТ; 9 – цилиндрический корпус; 10 – газ, эжектируемый падающими каплями воды; 11 – поток ТЖМТ в контуре; 12 – газ из газового объема реакторного блока; 13 – газовые смеси из системы газа

Были проведены экспериментальные исследования макетного образца массообменного аппарата на стенде ФТ-3.

Метод показал себя достаточно эффективным и простым в эксплуатации и может рекомендоваться в комплексе с устройствами в ТЖМТ, реализующими другие методы, а также в виде единых комплексных систем обработки контуров с ТЖМТ двухкомпонентными потоками ТЖМТ – окислительная или восстановительная газовая смесь.

Литература

1. Тошинский Г.И. А.И. Лейпунский и ядерные энергетические установки с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут для атомных подводных лодок//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2003. - №4. - С.13-18.

ИССЛЕДОВАНИЕ АЭРОДИНАМИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБРАТНОГО КЛАПАНА В РАЗЛИЧНЫХ РЕЖИМАХ РАБОТЫ

*Д.А. Пахолик, А.В.Соболев
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

С помощью расчётных методов исследования можно получить подробную картину о уровне аэродинамического сопротивления и силовых нагрузок, возникающих в обратном клапане, сократить объём экспериментальных исследований, и, как следствие, уменьшить себестоимость изделий [1].

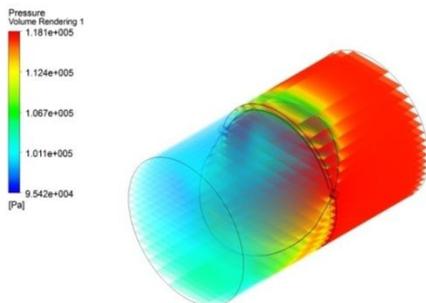


Рис. 1. Объёмное распределение давления воздуха ($V_{ex}=39$ м/с)

Целью работы является расчётное исследование аэродинамических характеристик обратного клапана вентиляции АЭС с последующим определением зависимости реактивного момента, действующего на полуоси запорного органа клапана, от входной скорости воздуха.

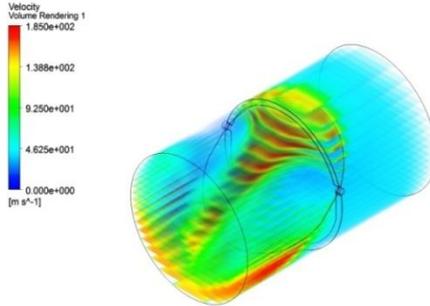


Рис. 2. Объёмное распределение скорости воздуха ($V_{ex}=39$ м/с)

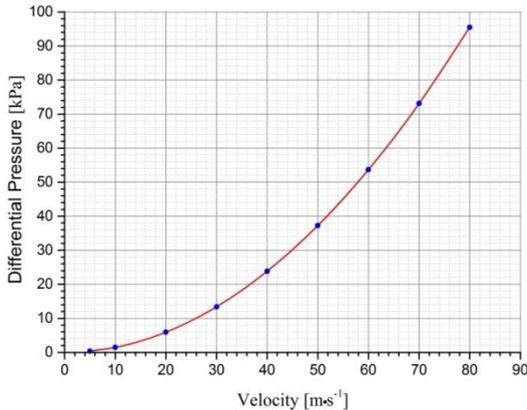


Рис. 3. Перепад давления в обратном клапане в зависимости от V_{ex}

Аэродинамический расчёт проводился с использованием программы ANSYS CFX [2]. В расчёте рассматривались различные режимы работы обратного клапана при прохождении

через него потока воздуха. Режимы работы клапана задавались в зависимости от изменения входной скорости воздуха. В результате аэродинамического расчёта получены значения компонентов давления и скорости по всему объёму клапана. (см. рис.1, 2).

По полученным результатам аэродинамического расчёта построен график зависимости перепада давления от входной скорости (см. рис 3).

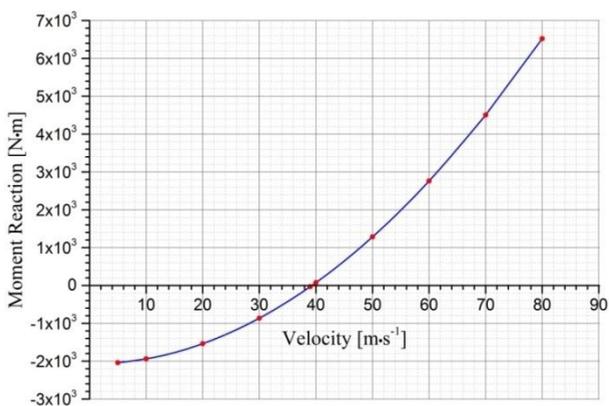


Рис. 4. Зависимость момента реакции от скорости воздуха

Расчёт реактивных сил проводился в программе ANSYS Mechanical [3]. Реактивные силы, действующие на рабочий орган клапана, формируют крутящий момент на полуосях затвора. Для настройки обратного клапана на фактический расход нужно знать величину этого момента и выполнять его компенсацию. График зависимости величины крутящего момента полуосей рабочего органа клапана от скорости приводится на рисунке 4. Найденная зависимость позволяет определить рабочий диапазон обратного клапана. Так при скорости потока меньше 39 м/с обратный клапан срабатывает и прекрывает поток.

Данная работа имеет прикладной характер. Полученные результаты могут использоваться для настройки режима работы обратного клапана в системе вентиляции АЭС.

Литература

1. Гуревич Д.Ф. Расчет и конструирование трубопроводной арматуры: Расчет трубопроводной арматуры. Изд. 5-е. – М.: Издательство ЛКИ, 2008
2. ANSYS CFX Reference Guide, ANSYS, Inc. 2013
3. ANSYS Mechanical User's Guide, ANSYS, Inc. 2013

НЕПЕРЕМЕЩАЕМЫЙ БЛОК ДЕТЕКТИРОВАНИЯ ПОТОКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ В ДИАПАЗОНЕ ИСТОЧНИКА РАБОТЫ РЕАКТОРА

Ю.С. Коптелов

ЗАО «СНИИП-Систематом», г. Москва

При пуске реактора и при перегрузке топлива во время плановых остановок используются высокочувствительные устройства детектирования (УД) на основе газоразрядных счетчиков. На АЭС, для контроля плотности потока тепловых нейтронов, до начала пуска реактора ВВЭР, используются блоки детектирования (БД) с коронными счётчиками СНМ-11, применение которых обусловлено относительно высокой чувствительностью, но при этом они имеют эксплуатационные ограничения, вследствие чего при повышении мощности требуется их перемещение внутри канала ионизационных камер (канала ИК) в область ослабления плотности потока нейтронов.

В связи с этим требуется повышение технических и эксплуатационных характеристик аппаратуры контроля нейтронного потока АКНП, а конкретно изменение конструкции перемещаемого блока детектирования с кабелем КАГЭ, который подвержен разрушению в потоке нейтронов и перетирается от постоянных перемещений.

ЗАО «СНИИП-СИСТЕМАТОМ» разработан новый перемещаемый блок детектирования плотности нейтронного потока с повышенными эксплуатационными характеристиками и увеличенным сроком службы.

Неперемещаемый 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 $1,0 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$).

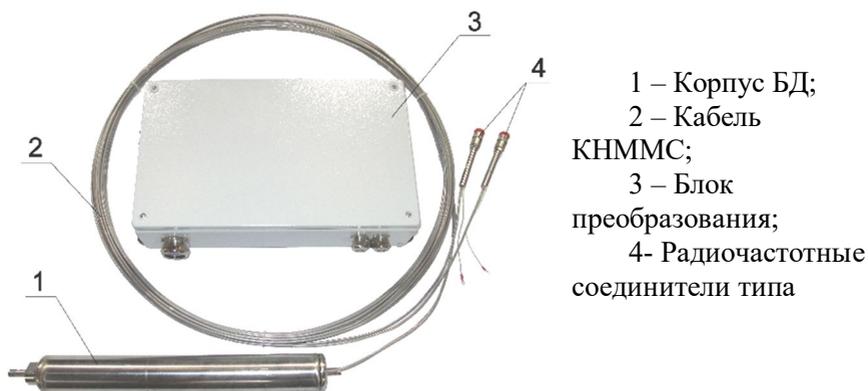


Рис. 1 – Общий вид неперемещаемого блока детектирования

Конструктивно БД состоит из корпуса 1, выполненного в виде тонкостенного цилиндра из нержавеющей стали, внутри которого расположены счетчики нейтронов 5. Корпус отделен от счетчиков изоляторами, что исключает влияние внешних факторов на сигнал. В одну из торцевых поверхностей подсоединяются нагревостойкие кабели типа КНММС 2. БД соединяется с блоком преобразования 3 с помощью радиочастотных соединителей типа СР 4.

Литература

1. Коптелов Ю.С., Миронов А.Ю., Прохоров Ю.Б., Щербатурин И.А. Экспериментальные исследования чувствительности невыгружаемого блока детектирования потока тепловых нейтронов на счетчиках СНМ-11. XIII Курчатовская молодёжная научная школа 27-30 октября 2015 г., Научно исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва.

2. Коптелов Ю.С. Влияние воздействующих факторов на чувствительность блока детектирования на основе коронных счетчиков СНМ-11. XIV Курчатовская междисциплинарная молодёжная научная школа 8-11 ноября 2016 г., Научно исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва.

3. Коптелов Ю.С. Влияние флюенса на чувствительность блока детектирования на основе коронных счетчиков СНМ-11. XV Курчатовская междисциплинарная молодёжная научная школа 14-17 ноября 2017 г., Научно исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ОПРЕДЕЛЕНИЮ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

*Коротаев Р.А., Кривко Н.А., Лукичѳв Н.С., Маров А.Р.
ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

В настоящее время разрабатываются инновационные проекты быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем. Все проекты предусматривают в своем составе арматуру, трубопроводы, основное и вспомогательное оборудование. Опыт расчетов и проектирования элементов такого типа на данный момент отсутствует.

Целью представляемой работы является выполнение работ по наполнению матрицы верификации пакета программ ЛОГОС для моделирования течений тяжелого жидкометаллического теплоносителя на базе верификационных данных, полученных при исследовании характеристик гидродинамики при течении тяжѳлого жидкометаллического теплоносителя в интересах его

внедрения в постоянную производственную деятельность конструкторских и проектных организаций, участвующих в разработке РУ БРЕСТ-ОД-300 и БРЕСТ-1200.

Как показывает анализ, весь массив данных необходимых для проектирования оборудования работающего со свинцовым теплоносителем невозможно получить только расчетным путем, исходя из результатов теоретических расчетных построений. Т.к. все теоретические построения вынуждены вводить упрощения, не соответствующие реальной действительности.

Стенд ТР-2017 предназначен для определения потерь напора теплоносителя в местных гидравлических сопротивлениях, при регулировании содержания примесей в ТЖМТ и, соответственно, характеристик покрытий на стенках труб контура циркуляции.

Экспериментальные исследования планируется проводить в два основных этапа, на каждом из которых будет использоваться различный теплоноситель: вода и расплав свинца.

Для проведения первого этапа экспериментальных исследований, основной целью которого является калибровка стенда, в качестве теплоносителя выбрана вода.

В связи с явным различием физических свойств теплоносителей, которые планируются применять в данном экспериментальном исследовании, схема экспериментального стенда будет различаться вспомогательным оборудованием, необходимым для циркуляции теплоносителей, циркуляционная ветка останется неизменной.

В ходе экспериментальных исследований планируется вычислить коэффициенты гидравлических сопротивлений путем замера потерь напора теплоносителя при преодолении участков трубопровода. Также планируется вычислить коэффициенты гидравлического трения трубопровода, выяснить, насколько сформированное оксидное покрытие влияет на измеряемый параметр. В конце экспериментальных исследований будет сделан вывод, влияет ли теплоноситель на величину коэффициента местного гидравлического сопротивления.

Полученные экспериментальные данные в ходе данных исследований будут иметь большую практическую значимость и уникальную ценность для организаций, которые занимаются моделированием, проектированием и эксплуатацией циркуляционных контуров, использующих в качестве теплоносителя расплав свинца. Позволяя более грамотно подходить к выбору материалов для применения в контурах, а также степени обработки поверхностей контакта с ТЖМТ при их эксплуатации.

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ТЕПЛОТВОДА ДЛЯ ТВС ВВЭР-1200

*Йлмаз Умур, Саваш Ульку, А.С. Зевякин
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

При проектировании и конструировании АЭС расчетные коды имеют очень важную роль для теплогидравлического расчета.

Данная работа посвящена расчетному теплогидравлическому анализу для ТВС ВВЭР-1200 применяя расчетного кода ANSYS CFX.

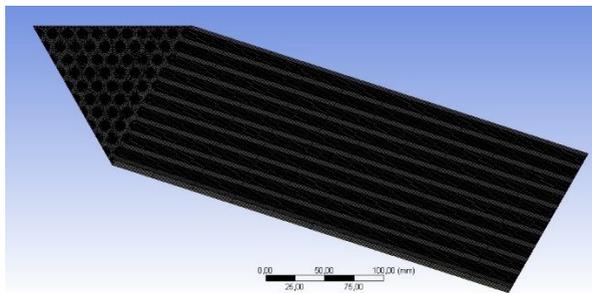


Рис.1. Сетка с Sweep Method 1/6 ТВС

ANSYS CFX является высокопроизводительным инструментом для вычислительной гидродинамики,

обеспечивающим надёжное и быстрое решение широкого круга задач, связанных с течениями жидкостей и газов.[1]

Активная зона ВВЭР-1200 набирается из шестигранных тепловыделяющих сборок. Тепловыделяющая сборка (ТВС) генерирует тепловую энергию за счёт осуществления управляемой ядерной реакции и передает ее потоку теплоносителя в активной зоне реактора. В активную зону реактора помещается 312 ТВС.

Для детализирования расчетов было выбрано 1/6 часть ТВС и сделана сетка с Sweep Method.

Для расчета твэл был выполнен расчет коэффициента теплопроводности для набора температур и введен в виде таблицы [2-3].

Таблица 1

Значение теплопроводности Zr,UO₂ и He в зависимости от температуры

$T, ^\circ C$	T, K	$\lambda(Zr), \frac{Вт}{м.К}$	$\lambda(UO_2), \frac{Вт}{м.К}$	$\lambda(He), \frac{Вт}{м.К}$
300	573	20,6	5,22	0,236
600	873	20,1	3,95	0,325
900	1173	22,42	3,21	0,412
1000	1273	23,7	3,03	0,433
1200	1473	26,51	2,76	0,478
1400	1673	28,93	2,57	0,526
1700	1973	33,86	2.44	0,589
2000	2273	38,44	2.49	0,677

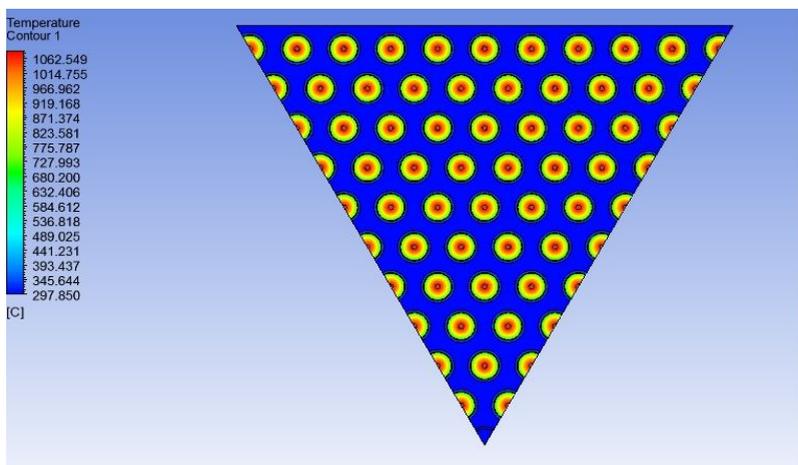


Рис.2. Температура по сечению ТВС на входе в активную зону

Из рис.2. видно что средняя температура топлива на входе а.з 1062.5 °С и средняя температура оболочки 343 °С . Полученные результаты распределения по температуре вполне удовлетворяют физическому представлению о работе кассеты.

Литература

1. Ansys [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.cadferm-cis.ru/products/ansys/fluids/cfx/>
2. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Справочник. – М.: Атомиздат, 1968.
3. Е.Ю. Сияткин, А.В. Кузьмин. Теплофизические свойства циркония и его сплавов, используемых в отечественных тепловых реакторах. Томский политехнический университет, г. Томск.

РАСЧЕТ ТЕРМИЧЕСКИХ НАПРЯЖЕНИЙ ВЫГОРОДКИ РАЗДЕЛИТЕЛЬНОЙ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-СКД-1700

Р.В. Синеглазов, Г.П. Богословская

Легководный корпусной реактор ВВЭР-СКД с водой сверхкритического давления (инновационный проект СУПЕР-ВВЭР). Реакторы данного типа признаны перспективой развития технологии ВВЭР с возможностью перехода на использование МОХ-топлива на основе (U-Pu-Th) и к замкнутому топливному циклу [1].

Для уменьшения неравномерности энерговыделения периферийных твэлов используется выгородка разделительная (ВР). Она предназначена для разделения потока теплоносителя в активной зоне на опускной и подъемный участки. ВР устанавливается вместо 7го или 8го ряда ТВС[2], представляет собой сварную конструкцию из металлических листов, разделенных водяным зазором.

Два варианта разделительной выгородки:

1. Выгородка в виде гофрированной обечайки
2. Составная выгородка из полых шестигранных блоков

В работе был рассмотрен первый вариант выгородки, рассчитаны термические напряжения(ТН) на подъемном участке активной зоны. Доказано, что максимальные ТН много меньше предельно допустимых для стали, из которой изготовлена выгородка.

Литература

- 1 Калякин С.Г. и др. Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя, ТЕПЛОЭНЕРГЕТИКА, 2014, № 8,
- 2 Отчет по работам, выполненным по проекту ВВЭР-СКД за период 2006-2009

РАСПОЗНАВАНИЕ НЕДОСТОВЕРНЫХ ЗНАЧЕНИЙ ИЗМЕРЯЕМЫХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ РАБОТЕ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС В СТАЦИОНАРНЫХ РЕЖИМАХ

На сегодняшний день в России эксплуатируются 35 энергоблоков установленной мощностью 27,9 ГВт, 18 которых из них - с реакторами типа ВВЭР (из них 12 – с ВВЭР-1000, 1 – с ВВЭР-1200, 5 – с ВВЭР-440 различных модификаций).

Опыт аварий и инцидентов на АЭС показывает, что почти все аварии могли быть предотвращены операторами при своевременном распознавании ситуации по анализу сигналов контрольно-измерительных приборов. В целом, задачу распознавания недостоверных показаний можно охарактеризовать как задачу классификации, в которой достоверные значения в разных режимах энергоблока занесены в классы, а области несоответствующие данным классам представляют собой недостоверные значения.

Цели работы: проведение разведочного анализа значений параметров основного оборудования первого контура при нахождении энергоблока №1 Нововоронежской АЭС-2 в горячих и холодных эксплуатационных состояниях, а также проверка гипотезы о возможности распознавания в данных режимах недостоверных значений методами распознавания образов.

Для достижения данных целей были решены следующие задачи:

1. выбран математический аппарат распознавания образов;
2. выбраны измеряемые параметры, характеризующие работу основного оборудования первого контура энергоблока в горячем и холодном эксплуатационных состояниях;
3. отобраны значения для каждого параметра, характеризующие работу энергоблока в разные моменты времени для каждого эксплуатационного состояния;
4. исключены промахи из выборок значений методами Ирвина и Смирнова, а также проведена проверка их на стационарность;
5. преобразованы данные, и снижена их размерность методом главных компонент;

6. проведен кластерный анализ методом k-средних преобразованных данных;

7. проведен дискриминантный анализ методом персептрона, и построен классификатор для распознавания недостоверных значений. Пример для холодного состояния показан на рис.1.

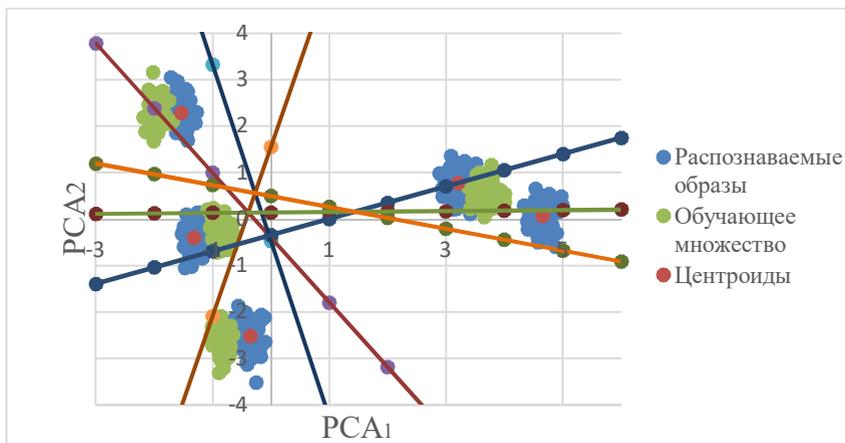


Рис.1. Диаграмма рассеяния образов для холодного состояния с построенным на ней классификатором

Разведочный анализ показал возможность распознавания недостоверных значений измеряемых параметров в стационарных состояниях энергоблока методами распознавания образов, однако для точной проверки гипотезы необходим подтверждающий анализ для верификации.

Литература

1. Дж. Ту, Р. Гонсалес. Принципы распознавания образов. – М.: Издательство “Мир”, 1978. – 404 с.
2. Третьяк Л.Н. Обработка результатов наблюдений: учебное пособие. – Оренбург: ГОУ ОГУ, 2004. – 171 с.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ОПРЕДЕЛЕНИЮ ПОТЕРЬ МОЩНОСТИ ПРИ ТРЕНИИ РАСПЛАВА СВИНЦА О ВАЛ НАСОСА, И ГЕОМЕТРИИ

ЕГО СВОБОДНОЙ ПОВЕРХНОСТИ ПРИ ВРАЩАТЕЛЬНОМ ДВИЖЕНИИ

*О.Р. Журавлева, К.В.Кузьмин, С.И. Павленков, Д.Н. Рябов
ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

Целью исследования является получение базы данных по мощностным потерям на поверхности вала, а также построение геометрии свободной поверхности теплоносителя при вращательном движении имитатора вала.

Задачи, решаемые в работе для достижения поставленной цели:

- разработать экспериментальный стенд с использованием водяного и тяжелого высокотемпературного жидкометаллического теплоносителей и методики для проведения на них сравнительных анализа полученных данных;

- разработать экспериментальный стенд с использованием водяного и тяжелого высокотемпературного жидкометаллического теплоносителей и методики для проведения на них сравнительных анализа полученных данных;

- провести исследования по получению геометрии свободой поверхности тяжелого высокотемпературного жидкометаллического теплоносителя, и провести анализ полученных данных.

Целью работ первого этапа является сравнительное экспериментальное исследование мощностных потерь имитатора вала на свинцовом и на водяном теплоносителях.

Результаты испытаний по определению мощностных потерь показали существенные различия полученных характеристик на водяном и свинцовом теплоносителе, при разных уровнях заполнения.

В действительности по полученным экспериментальным данным, и проведённым расчётам взаимодействие поверхности имитатора вала со свинцовым теплоносителем напрямую влияет на потери мощности, и доказывает, что потери на трение вала

необходимо в дальнейшем учитывать при расчётах насосных агрегатов.

Вторая часть работы по определению геометрии свободной поверхности теплоносителя от скорости вращения и уровня заполнения.

Исследование по определению геометрии свободной поверхности теплоносителя в данном случае указывает на существенные различия физических свойств свинцового теплоносителя от водяного, где налипание свинцового теплоносителя на поверхность ёмкости и имитатора вала, говорит о возможной несмачиваемости поверхности. Ревизия экспериментального участка показала минимальные различия шероховатости поверхностей имитатора вала до и после проведения экспериментов.

АНАЛИЗ ПАССИВНЫХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ

*Аношкин Ю.И., Кузьма М.М., Мулин М.М., Субарев М.А.
ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

В настоящее время большое внимание уделяется вопросу совершенствования систем безопасности энергетических установок. Данные системы можно разделить на две принципиально разные по принципу действия группы:

1. Системы, требующие подвода энергии извне.
2. Системы, работа которых основана на естественных физических процессах.

В силу, своих положительных качеств особое внимание уделяется разработке систем второй группы, в частности систем работающих на основе естественной циркуляции (ЕЦ).

ЕЦ основана на циркуляции жидкости в замкнутом контуре за счет разности удельных весов жидкости, расположенной на разных участках гидравлической трасы «горячем» и «холодном».

В рамках данной работы предполагается создание программы, способной на основании входных данных

(параметры источника) выполнять следующие поставленные задачи:

1. Расчет уровня ЕЦ при конкретной компоновке оборудования и заданной конфигурации гидравлической трассы и поглотителя.
2. Проведение анализа влияния параметров первого контура на уровень ЕЦ.
3. Проведение анализа влияния компоновки трубной системы парогенератора на уровень ЕЦ.
4. Проведение анализа влияния компоновки парогенерирующего блока на уровень ЕЦ.

Программа позволит обосновать принципиальную возможность реализации системы расхолаживания основанной на парогенераторе, с требуемым уровнем ЕЦ на судовых ядерных энергетических установках.

Программа была реализована в Microsoft Visual Studio с использованием языка C++ и пакета MathCAD. Общая задача отыскания уровня ЕЦ в контуре состоит из двух основных подзадач – получение напорной и гидравлической характеристики. Пересечение этих характеристик будет решением поставленной задачи – поиск уровня ЕЦ.

Программа предполагает пошаговый перебор значений подогрева теплоносителя и энтальпии, перегретого пара в условиях постоянного расхода и выполнений условий теплового баланса и уравнения теплопередачи. Изменяя в программе расход, можно получить ряд значений температуры на входе в активную зону реактора (АЗР) (температура на выходе из активной зоны реактора предполагается постоянной). Зная распределение температур можно получить напорную характеристику. Получение гидравлической характеристики заключается в последовательном расчете и суммировании гидравлических сопротивлений трассы. На основе полученных сопротивлений строится гидравлическая характеристика. На пересечении гидравлической и напорной характеристик находится рабочая точка, соответствующий ей расход, является расходом, обеспечиваемым ЕЦ.

Основываясь на вышеизложенной программе был проведен анализ влияния на уровень ЕЦ следующих параметров:

1. Давления в первом контуре и температуры на выходе из АЗР.
2. Наружного диаметра трубок трубной системы парогенератора и шага навивки.
3. Превышение положения парогенератора относительно реактора по высоте.

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ОТКЛЮЧЕНИЯ ГЦН ВВЭР-1000 ПРИ РАБОТЕ НА НОМИНАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ

*И.А. Никулин, В.И. Белозеров, А.В. Соболев
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

При эксплуатации атомных электростанций должна быть обеспечена их безусловная надежность и безопасность. Безопасность АЭС должна обеспечиваться не только и не столько в нормальной эксплуатации, сколько в аварийных ситуациях.

Опыт выполненных ранее теплогидравлических расчетов в обоснование безопасности показывает, что для водоохлаждаемых реакторов одной из серьезных проектных аварий является нарушение расхода теплоносителя. Изменение расхода теплоносителя через активную зону реактора может быть вызвано нарушениями в работе главных циркуляционных насосов.

В настоящем докладе представлены расчеты процесса с нарушением течения в первом контуре РУ ВВЭР-1000, вызванного обесточиванием одного ГЦН-195М.

Расчеты обесточивания одного ГЦН проведены по коду КОРСАР/ГП, разработанному в НИТИ им. Александрова, аттестованному и верифицированному для установок с водяными реакторами, в том числе и ВВЭР-1000.

Разработанная для расчетного анализа нодализационная схема первого контура ВВЭР-1000 позволяет добавлять или

исключать действие защитных систем безопасности, а также может быть использована для расчетов других процессов с изменением расхода теплоносителя через активную зону.

При проведении расчетов параметры активной зоны выбирались так, чтобы обеспечить получение консервативных результатов с точки зрения анализируемых приёмочных критериев.

Проведенный анализ показал, что в рассмотренном процессе обеспечивается выполнение приёмочных критериев, характеризующих безопасность РУ, защитные автоматические действия систем безопасности переводят реакторную установку в контролируемое безопасное состояние.

Литература

1. Паспорт аттестации ПС № 263 от 23.09.2009, НТЦ ЯРБ

ВЕРИФИКАЦИЯ КОЭФФИЦИЕНТОВ СОПРОТИВЛЕНИЯ НА НОВОМ МНОГОФУНКЦИОНАЛЬНОМ ГИДРАВЛИЧЕСКОМ СТЕНДЕ

*Е.Ф. Авдеев, Лыонг Тхе Хоа
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Мощность насосов на проталкивании теплоносителя зависит от правильного определения объемного расхода и сопротивления контура. Значение массового расхода теплоносителя определяется из уравнения теплового баланса, связывающего тепловую мощность реактора, расход и подогрев на активной зоне.

Одновременно действительное значение расхода зависит от правильного определения сопротивления контура. Занижение значения действительных потерь давления приводит к увеличению расхода. Завышение- к уменьшению расхода.

Часто расчёт сопротивления по справочным данным даёт завышение потери давления и соответственно снижение расхода. Реальные потери давления могут быть меньше

расчётных по справочным данным из-за неучёта взаимного влияния местных сопротивлений. Последние составляло одну из задач экспериментального исследования.

Экспериментально доказано, что приведенные коэффициенты сопротивления определены через сумму отдельных коэффициентов сопротивления превышает действительные приведенные коэффициенты сопротивления, учитывающие взаимное влияние местных сопротивлений.

Определение отдельных коэффициентов местных сопротивлений выполнялось на новом гидравлическом стенде. Однако по методике приложены к описанию стенда коэффициенты местных сопротивления оказались отличными от справочных примерно 80%. Это связано с неправильным конструктивным исполнением расположением мест отборов давления, находящихся на значительном расстоянии от отборов давления до местных сопротивлений. Экспериментально доказано, что для данного конструктивного исполнения необходимо учитывать потери давления на трении на участках до отборов давления. При этом получено полное соответствие коэффициентов местных сопротивлений со справочными рекомендациями (совпадение точностью до 5%)

Зависимость приведенных коэффициентов сопротивления от числа Рейнольдса даёт основание для переноса приведенных коэффициентов сопротивления на натурные условия при меньших числах Рейнольдса на модельной установке. Так как с некоторых значениях чисел Рейнольдса приведенные коэффициенты сопротивления практически не зависят от числа Рейнольдса.

Так как приведенные коэффициенты сопротивления равны двум критериям подобиям Эйлера, приведенные коэффициенты сопротивления получены при меньших значениях числа Рейнольдса могут быть рекомендованными для расчетов натуральных условий.

В связи с изложенным разработанные методические указания для правильного определения коэффициентов местных сопротивлений на поставленном заводом экспериментальном гидравлическом стенде.

Литература

1. Е.Ф.Авдеев, Н.Е.Ющенуо, Лабораторный практикум по курсу «Механика жидкости и газа», Обнинск 2007, 6 с.
2. Л.Г. Лойцянский, Механика жидкости и газов, Москва 2003.
3. Описание лабораторных работ ТМЖ- 2В- 09-12 ЛР-01.00.000.00.ПЗ, Челябинск 2015.
4. Справочник по теплогидравлическими расчетами в ядерной энергетике, Том 1, Москва 2010, 32 с.

ВОЗМОЖНОСТЬ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАСХОДА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ЯЧЕЙКАХ ТВЭЛ ПО ИЗМЕРЕННОЙ МАКСИМАЛЬНОЙ СКОРОСТИ И ПЕРЕПАДУ ДАВЛЕНИЯ ПО ДЛИНЕ КАНАЛА

*Е.Ф. Авдеев, В.О. Смирнова, Чан Хонг Фук
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Способ определения расхода по измеренной максимальной скорости был изобретен и запатентован на кафедре теплофизики ИАТЭ НИЯУ МИФИ [1].

$$Q = \pi a^2 \left(U_{max} - 2,885 \sqrt{\frac{\Delta p a}{L \rho}} \right) \quad (1)$$

где a – внутренний радиус трубопровода;

U_{max} - максимальная скорость на оси трубопровода;

Δp - перепад давления на длине L ;

L - длина участка;

ρ - плотность среды.

Данная формула относится к определению расхода в каналах круглого сечения.

Геометрическая интерпретация данной формулы – это разница объема призматического тела длиной V_{max} и объемом между кривой распределения скорости и призматического тела ограниченного смоченным периметром.

Целью данной работы является попытка получение аналогичной формулы (1) для канала ячейки ТВЭЛ и определение зависимости средней скорости от максимальной.

Эксперименты проводились на увеличенной модели плотной упаковки ячейки ТВЭЛ с относительным шагом решетки $\frac{s}{d_{ТВ}} = 1,014$.

В ходе эксперимента были выполнены следующие действия:

- 1) Проведение тарировки расходомерной шайбы;
- 2) Измерение максимальной скорости на выходе из канала на стабилизированном участке течения;
- 3) Установление тарировочного коэффициента;
- 4) Установление связи между максимальной и средней скорости в канале.

Тарировка расходомерной шайбы проводилась на основе измерений расхода в центре трубы, по измеренной максимальной скорости на оси и перепада давления по длине одинакового диаметра.

Измерение максимальной скорости на оси выхода из канала было выполнено с помощью трубки Прандтля. Длина стационарного участка течения составила 60 см.

Установление поправочного коэффициента для канала было найдено из формулы (1) в виде:

$$Q = \pi a_{\text{эКВ.}}^2 \left(U_{\text{max}} - A \sqrt{\frac{\Delta p_L a_r}{L\rho}} \right) \quad (2)$$

где $a_{\text{эКВ.}}$ - эквивалентный радиус, искомый как радиус круглой трубы; $a_r = 2R_r$.

Измерение перепада давления по длине проводилось на основном участке канала-имитатора ячейки ТВЭЛ, так как на начальном участке наблюдаются повышенные значения перепада.

После построения графика зависимости Q' от $\sqrt{\frac{\Delta p_L a_r}{L\rho}}$ был определен тарировочный коэффициент, который был равен $A=2,091$.

После нахождения коэффициента была определена связь между средней и максимальной скоростью:

$$V_{\text{ср}} = \frac{U_{\text{max}}}{1 + 1,046\sqrt{\lambda}} \quad (3)$$

Литература

1. Патент РФ № 2169905, кл. G01F1/34, Способ определения расхода в трубопроводе / Авдеев Е.Ф., Большунова В.В.; заяв. 03.09.99 ; опуб. 27.06.01.

2. Петухов Б. С., Генин Л. Г., Ковалев С. А. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Под ред. Б. С. Петухова. Учебное пособие для вузов. М., Атомиздат, 1974. 408 с.

СПОСОБЫ ПОДДЕРЖАНИЯ КАЧЕСТВА СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА СТЕНДЕ ФТ-4 В НГТУ

*К.В.Кузьмин, Н.С. Волков, Р.А. Коротаев, А.А.Мамаев,
А.А. Пегасина*

ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород

В объеме контура РУ тяжелого жидкометаллического теплоносителя (Pb, Pb-Bi), всегда имеются поверхности конструкционных материалов, находящихся в контакте с теплоносителем, на поверхности которых могут высаживаться примеси. Основными местами образования скопления примесей в РУ являются: свободные поверхности теплоносителя; объем теплоносителя; поверхности твэл активной зоны; поверхности трубок и стенок парогенератора.

Из газового объема системы, содержащиеся в ней реагенты, поступают к границе раздела сред, взаимодействуя как с теплоносителем, так и с находящимися на его поверхности примесями.

Для поддержания нормального эксплуатационного состояния в контурах стендов необходимо достаточно часто производить операции по восстановлению оксидов свинца аргоноводородной смесью или водородом.

Установка ФТ-4 имеет подсистемы поддержания чистоты контура и регулирования содержания кислорода в нем:

- с подключением к контуру теплоносителя т.н. газового массообменника – устройства насыщающего газообразным водородом или кислородосодержащими смесями циркулирующий через него свинцовый теплоноситель за счет энергии струй, падающих из трубы постоянного напора в насосе на свободный уровень свинца и захватывающих газы в виде пузырьков в мелкодисперсной фазе в объеме теплоносителя;

- подсистема подачи водородо- и кислородосодержащих газовых смесей в поток теплоносителя в насосе через трубки Пито-Прандтля;

- подсистема подачи в газовый объем электронасоса вблизи трубы постоянного напора кислородосодержащих или водородосодержащих газовых смесей для регулирования содержания вводимого кислорода в свинец и очистки контура водородом от оксидов с использованием энергии изливающихся струй теплоносителя из трубы постоянного напора насоса стенда;

- подсистема «промывки» контура водородосодержащей смесью при сдвинутом теплоносителе;

- штатная газовая система контура ТЖМТ с подачей водородосодержащей газовой смеси над уровень теплоносителя в циркуляционном контуре.

Возможны другие способы регулирования содержания кислорода в теплоносителе на стенде ФТ-4 (установка твердотельного массообменника и др.).

МОДЕЛИРОВАНИЕ НА ВОДЕ ПРОЦЕССА ВЫНУЖДЕННОЙ КОНВЕКЦИИ В БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ

*В.И. Слободчук, Е.А. Аврамова, Д.А. Шальков, Е.М.Щенникова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Для решения некоторых проблем, возникающих вследствие ряда особенностей реакторов с натриевым охлаждением,

требуется серьезная исследовательская и экспериментальная база. Использование натрия на экспериментальных стендах представляет определенные неудобства. В связи с этим возникла идея приближенного моделирования теплогидравлических процессов в быстрых реакторах на водяных моделях. Результаты такого приближения позволят упростить процесс экспериментального моделирования.

В качестве водной модели реактора БН-1200, выполненной в масштабе 1:10, рассматривается стенд В-200. Для моделирования на воде процессов, протекающих в жидкометаллическом теплоносителе, применяется теория подобия, согласно которой на условиях подобия физических явлений множество величин объединяется в безразмерный комплекс. Для замыкания системы масштабов японскими исследователями [1,2] предложено использование метода «черных ящиков» – представления сложных элементов системы в виде объектов с заданными входными данными, оцениваемыми выходными и скрытыми процессами внутри самого объекта. Согласно [1,2] точность интегральной оценки сопоставима с расчетами по верификационным кодам.

Уравнения конвективного теплообмена в приближении Буссинеска – неразрывности: $\frac{\partial u_i}{\partial x_i} = 0$, движения: $\frac{\partial u_i}{\partial t} + u_j \frac{\partial u_i}{\partial x_j} = \nu \frac{\partial^2 u_i}{\partial x^2_j} + \beta(T - T_0)g\delta_{i3} - \frac{\partial P}{\partial x_i} + f\Omega$ и энергии: $\frac{\partial T}{\partial t} + u_j \frac{\partial T}{\partial x_j} = a \frac{\partial^2 T}{\partial x^2_j} + \frac{q}{\rho c} \Omega$ – приводятся к безразмерному виду путем введения безразмерных переменных, после чего в них выделяются критерии подобия. Среди них определяются основные критерии:

$$Ri = \frac{\beta \Delta T g L}{U^2}, N_5 = \frac{q}{\rho c U \Delta T L^2}, N_7 = \frac{U^{тр}}{U}.$$

Тогда масштабы величин выглядят следующим образом:

$$\frac{U_m}{U_p} = \frac{U_m^{тр}}{U_p^{тр}}, \left(\frac{\beta \Delta T g L}{U^2} \right)_m = \left(\frac{\beta \Delta T g L}{U^2} \right)_p, \left(\frac{q}{\rho c U \Delta T L^2} \right)_m = \left(\frac{q}{\rho c U \Delta T L^2} \right)_p.$$

Из этих выражений можно получить следующие отношения:

$$\text{масштаб скоростей} - \frac{U_m}{U_p} = \left(\frac{\Delta T_m}{\Delta T_p} \right)^{0,5} \left(\frac{(\beta g L)_m}{(\beta g L)_p} \right)^{0,5},$$

$$\text{масштаб мощностей} - \frac{Q_m}{Q_p} = \frac{\Delta T_m U_m (\rho C L^2)_m}{\Delta T_p U_p (\rho C L^2)_p},$$

а также масштаб по времени и другие.

При дальнейших вычислениях использовались значения теплофизических параметров воды и натрия [3] при средних температурах на стенде и реакторе. В качестве примера итогов приводятся графики на рис.1.

Результатом всех расчетов стали условия для характеристик стенда и рекомендации по проведению эксперимента на нем.

Общие условия для водной модели БН-1200: минимально возможный геометрический масштаб; мощность, обеспечивающая ощутимые подогревы; наименьший масштаб по критерию Пекле, поскольку подобие по нему труднодостижимо; а также совпадение коэффициентов сопротивления трения в модели и реакторе.

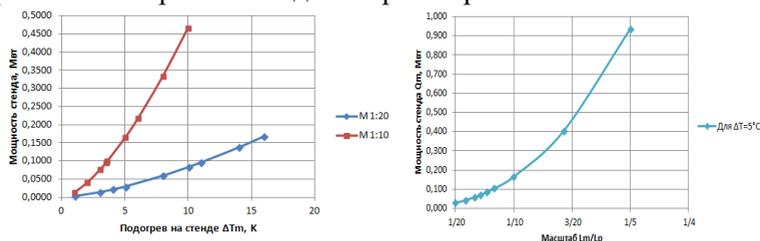


Рис.1. Графики зависимости масштаба мощности стенда от масштаба подогрева (слева) и мощности стенда от геометрического масштаба (справа)

Литература

1. Eguchi Y., Takeda H., Koga T., Tanaka N., Yamamoto K. On Quantitative Prediction of Natural Circulation using a Similarity Law and Scaled Water Test Model // Presented for IAEA Specialist Meeting on Evaluation of Decay Heat Removal by Natural Convection, held at Oarai Engineering Center. – Ibaraki, 22-25 Feb. 1993 г.

2. Eguchi Y., Yamamoto K., Fundo T., Koga T., Takeda H., Sasaki K., Kajiwaru H., Toda M., Maekawa I. Experimental and Computational Study on Prediction of Natural Circulation in Top-entry Loop-type FBR // Nuclear Engineering and Design 178 – Amsterdam, Elsevier, 1997 г., 295–307.

3. *Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П.* Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы), 2-е изд., перераб. и доп. – М.: «Энергоатомиздат», 1990 г., 360 с.

ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТ ПО МАССОВОЙ ЗАМЕНЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ

*П.Е. Болотный, М.С. Панин, Н.П. Сердунь
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Безопасность эксплуатации реактора зависит от состояния от многих составляющих блока, в том числе от состояния составляющих компонентов активной зоны:

- технологического канала;
- графитовой кладки.

В процессе эксплуатации реактора в результате воздействия высоких температур и радиационного облучения каналные трубопроводы и графитовые блоки претерпевают необратимые изменения первоначальных геометрических размеров. При этом диаметр каналных труб увеличиваются, а размеры отверстия в графитовых блоках уменьшаются.

Результаты измерений диаметров технологических каналов и графитовых блоков ячеек технологических каналов (ТК) на Ленинградской АС, Курской АС и Смоленской АС подтвердили (особенно на Ленинградской АС) закономерности сближения поверхностей технологических каналов и графита и показали возможность плотного контакта между трубой ТК и графитом через 15-20 лет после начала эксплуатации.

Образование плотного контакта приводит к условиям работы конструкций реактора, не предусмотренных проектом.

Также технологические каналы приходится менять за счет их выхода из строя. Многочисленное количество сварных швов, наличие переходных соединений циркония с нержавеющей сталью явились причинами дефектов. Нарушение герметичности каналов наблюдались на всех блоках [1].

Проектные условия работы конструкции активной зоны можно восстановить с помощью замены технологических каналов и калибровки графитовой кладки.

В работе был разработан план работ по массовой замене технологических каналов и мероприятия по охране труда на основе нормативных документов таких как: комплекс НТД в области атомной энергетики; ОПБ-88; ПБЯ РУ АС-89; НРБ-76/87.

Литература

1. Сердунь Н.П. Ремонт канальных реакторов. Учебное пособие по курсу “Ремонт оборудования АЭС” – Обнинск: ИАТЭ, 2004.

РАЗВИТИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В КАЗАХСТАНЕ

В.Е. Каширина

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Энергопотребление в начале 21-го века демонстрирует стабильное возрастание во всех регионах мира. В период с 1971 по 2006 гг. потребление энергии возросло более чем в два раза. Если произвести анализ составляющих мировой энергетики, то можно отметить, что на 82% потребности в энергии обеспечиваются за счет тепловых и гидроэлектростанций, и только 17% - за счет атомных электростанций.

Согласно прогнозам мирового энергетического агентства (МЭА), атомная энергетика (в сравнении с другими источниками энергии) способствует не только удовлетворению растущего спроса на энергию, но и уменьшению выбросов углекислого газа в атмосферу, т.к. на предприятия, производящие энергию из органического топлива, приходится около половины антропогенных выбросов, приводящих к появлению парникового эффекта.

На сегодняшний день Республика Казахстан (РК) занимает 1-ое место в мире по добыче урана и 2-ое - по объемам запасов, обладая 19-ью процентами мировых разведанных

запасов урана. Основные залежи находятся на западе (Мангистау) и на севере страны (месторождение Семизбай). За достаточно короткий период времени Казахстан сумел развить сферу атомной энергетики до относительно высокого уровня. Кроме того, РК обладает развитой уранодобывающей и перерабатывающей промышленностью с инфраструктурой для проведения фундаментальных и прикладных исследований в области ядерной энергетики и физики. В республике с советских времен существует уникальная научная база для исследований в области ядерной физики, в том числе квалифицированный персонал. Вследствие чего на сегодняшний день в научных целях успешно эксплуатируются 3 исследовательских ядерных реактора. [1]

Строительство АЭС в Казахстане вопрос времени. Вся подготовительная работа ведется Министерством энергетики РК.

В городе Актау с 1972 по 1999гг. действовал 1-ый в мире опытно-промышленный реактор на быстрых нейтронах БН-350. Данный реактор обеспечивал электроэнергией, водой и теплом жителей Мангистауской области. Проработав безаварийно в течение 27 лет, реактор был остановлен. На данный момент там находится Мангистауский Атомный ЭнергоКомбинат - многопрофильное энергетическое предприятие.

Национальная компания «Казатомпром» ставит перед собой задачи по вхождению во все стадии дореакторного ядерного топливного цикла (ЯТЦ), т.е формирует транснациональную вертикально-интегрированную компанию. Поэтому «Казатомпром» взял курс на создание тесных кооперационных связей со странами и компаниями, развивающими атомную энергетику. Стратегия развития атомной отрасли страны представлена на рис. 1. [2]

Акционерное общество «Казахстано-Российская компания «Атомные станции» (КРКАС) было образовано в 2006 году для совместной разработки и реализации инновационных проектов по созданию реакторов нового поколения малой и средней мощности с возможностью строительства энергоблоков в РК и перспективного продвижения их на рынки третьих стран.

В настоящее время КРКАС проводит работы в научно-исследовательской области по темам, связанным с жизненным циклом и безопасностью АЭС, обращению с радиоактивными отходами (РАО), а также – по популяризации знаний об атомной энергии и преодолению радиophobia среди населения республики.

В целях увеличения энергетических мощностей Казахстан и Россия в 2010г. достигли договоренности о строительстве АЭС, против чего выступает антиядерное движение Невада-Семипалатинск – движение, возникшее в 1989 г., целью которого было прекращение ядерных испытаний на Семипалатинском полигоне. И, как известно, в 1991г. указом президента РК Н.А. Назарбаевым полигон был закрыт.



Рис. 1. Стратегия развития Казахстана в мировой атомной отрасли

В мае 2014 года был подписан меморандум о строительстве АЭС с реакторами ВВЭР российского дизайна с установленной мощностью от 300 до 1200 МВт. Согласно этому документу строительство будет начато в Курчатове в 2018 году. Курчатовская АЭС будет одним из первых крупных проектов, осуществлённых в рамках созданного Евразийского экономического союза.

Также рассматривается строительство АЭС в Мангистауской области на месте реактора БН-350 и в Алматинской области на берегу озера Балхаш.

Оценка современного положения атомной энергетики в Казахстане указывает на необходимость развития в стране данной отрасли. Безопасное развитие атомной энергетики позволит создать «фундамент» для модернизации научно-технической базы развития ядерных технологий. Что, в свою очередь, будет способствовать созданию и сохранению «ядерной компетентности», а также повысит конкурентный статус республики в мире.

Литература

1. <http://www.nauka.kz>
2. <http://www.kazatomprom.kz/ru>

РАЗРАБОТКА ОБОБЩАЮЩЕЙ МОДЕЛИ ПРОЦЕССА ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ С ЦЕЛЬЮ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ УСТОЙЧИВОСТИ ПРОЦЕССА

А.А. Абрамов, В.В. Андреев, Е.Е. Орехова

ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексева, г. Нижний Новгород

Описание обобщающей модели

Обобщающая модель представляет собой объединение результатов, получаемых при анализе процесса естественной циркуляции с гейзерной неустойчивостью с применением экспериментального метода, метода вычислительной гидродинамики и искусственных нейронных сетей. На схеме, приведенной на рисунке 1, представлена связь используемых методов в составе обобщающей модели [1].



Рис. 1 Схема связи применяемых методов в составе обобщающей модели

Данная система позволяет прогнозировать предельные режимы работы объектов с естественной циркуляцией и определять максимальную нагрузку в системе, при которой система еще будет устойчивой.

Для создания данной системы предполагается выполнение следующих действий.

Первоначально необходимо провести исследование процесса естественной циркуляции с применением экспериментального стенда. Полученные результаты моделируются с применением CFD кодов. Применение CFD кодов необходимо для возможности расширения геометрического набора исследуемых контуров циркуляции и режимных параметров работы контура.

Для создания системы, позволяющей моделировать состояния контуров различных геометрий и иных режимных параметров, полученных с применением экспериментов и расчетов CFD кодами недостаточно. Для расширения данных применяются искусственные нейронные сети. В данной работе применяются ИНС типа многослойный персептрон [2]. В качестве обучающих данных применяются экспериментальные и расчётные результаты, выходным значением нейронной сети являются граничные значения теплового потока и температуры потока. Изначально, для обучения данные так же берутся из имеющихся экспериментальных и расчетных результатов.

Данная модель позволяет прогнозировать предельные тепловые нагрузки на систему в зависимости от контура циркуляции и параметров теплоносителя, что позволяет спрогнозировать безопасные режимы работы оборудования.

Литература

1. Орехова Е.Е., Андреев В.В. Разработка модели естественной циркуляции с гейзерной неустойчивостью в элементах теплообменного оборудования // Системы управления и информационные технологии, 2016, №4.1(166), Воронеж
2. Саймон, Хайкин. Нейронные сети: полный курс, 2-е издание. Пер. с англ. ДО «Вильямс». 2006 . 1104 с.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ НАЧАЛЬНОГО УЧАСТКА В КАНАЛЕ-ИМИТАТОРЕ ЯЧЕЙКИ ТВЭЛ

*Е.Ф. Авдеев, В.О. Смирнова, Чан Хонг Фук
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

По исследованию начальных участков, даже круглых труб, выполнены лишь единичные работы. Наиболее полные из них выполнил Трубаков Ю. П. (ГНЦ-РФ-ФЭИ) по заданию академика Субботина В. И.

Эксперименты проводились авторами данной работы на увеличенной модели плотной упаковки ячейки ТВЭЛ с относительным шагом решетки $\frac{S}{d_{ТВ}} = 1,014$.

Задачи на проведение эксперимента были следующими:

- 1) Проведение тарировки расходмерной шайбы для определения средней скорости в канале ячейки;
- 2) Установление режимов течения и гидравлической гладкости или шероховатости стенок канала;
- 3) Измерение распределения скоростей в сечениях канала;
- 4) Установление изменения скорости на оси начального участка;

- 5) Оценка длины начального участка;
- 6) Измерение потерь давления на начальном участке и сравнение с расчетными данными для стабилизированного потока.

Метрологическое обеспечение измерений проводилось микротрубками, изготовленными в мастерских кафедры гидроаэродинамики, в 60-е годы прошлого столетия, Ленинградского Политехнического Института.

Тарировка расходомерной шайбы проводилась на основе измерений расхода в центре трубы, по измеренной максимальной скорости на оси и перепада давления по длине одинакового диаметра. Такой способ определения расхода был разработан и запатентован на кафедре теплофизики ИАТЭ НИЯУ МИФИ [1].

Установление гидравлической шероховатости канала проведено классическим способом: по измеренным перепадам давления и распределению скорости в канале; и последующим построением зависимости $\log(\Delta p) \sim \log(V_{ср.})$.

Измерение скоростей в сечениях канала проводилось микротрубками с зазорами разницы давления торможения и статического давления с помощью микроманометров с синусом угла наклона шкалы $k=0,2$.

Экспериментами установлено, что изменение максимальной скорости на оси начального участка протекало качественно аналогично изменению скорости в начальном участке в круглых трубах.

По полученным значениям, длина начального участка в канале имитатора ячейки ТВЭЛ составила 36,5 калибров, что значительно меньше начального участка в круглых трубах ($\frac{x}{d_r} \approx 50$).

Последнее объясняется наличием вторичных течений в каналах треугольной формы.

Измеренные потери давления на начальном участке для одного из режимов на канале-имитаторе ячейки ТВЭЛ составили $\Delta p=94,6$ Па. По расчетам для стабилизированного

течения потока $\Delta p=62,5$ Па, что на 34% меньше действительным потерям давления.

Литература

1. Патент РФ № 2169905, кл. G01F1/34, Способ определения расхода в трубопроводе / Авдеев Е.Ф., Большунова В.В.; заяв. 03.09.99 ; опуб. 27.06.01.

2. Петухов Б. С., Генин Л. Г., Ковалев С. А. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Под ред. Б. С. Петухова. Учебное пособие для вузов. М., Атомиздат, 1974. 408 с.

ЭКОНОМИКО-МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ПЛАНИРОВАНИЕ ПРОИЗВОДСТВА НА АЭС РОССИИ

¹ В.Е. Галковская, ² М. М. ОСЕЦКАЯ

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Россия, г. Обнинск,

²АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск

Несмотря на многообразие работ, посвященных вопросам формирования себестоимости электроэнергии и анализу включенных в нее расходов: материальных (включая топливо) [1-2], заработной платы и страховых взносов [3], амортизации и прочих [4], в них мало внимания уделяется оценке степени влияния параметров производства на эффективность планирования.

Авторами предложена экономико-математическая модель линейного вида зависимости выручки и прибыли от выбранных параметров производства, включенных в себестоимость электроэнергии, с учетом вида генерирующей установки.

Как было показано в [1], целесообразно рассматривать производственную функцию производства электроэнергии в линейном и нелинейном виде. Показано, что линейная модель более точно описывает значения результирующего показателя, чем нелинейная, что, по мнению авторов, объясняется искусственным формированием тарифа (цены) на электроэнергию, обусловленным государственным регулированием.

Исходными данными для построения экономико-математической модели планирования производства АЭС явились годовые отчеты и бухгалтерская отчетность АО «Концерн Росэнергоатом».

Экономико-математическая модель производства АЭС имеет вид:

$$Y = 48\,652\,138 + 1,86x_1 + 1,79x_2 + 0,39x_3, \quad (1)$$

где x_1 – материальные затраты, в том числе расходы на природный уран; x_2 – амортизация; x_3 – прочие затраты. Проверка значимости модели и ее параметров показала их статистическую значимость. Надбавка АО «Концерн Росэнергоатом» составляет в среднем 17%. Полученные значения эластичности позволяют сделать вывод о том, что 1) рост материальных расходов и амортизации на 1% приведет к росту выручки на 0,39% и 0,14%, ЕБИТ – на 0,59% и 0,21% соответственно; 2) увеличение прочих расходов на 1% приведет к росту выручки на 0,11%, но снижению ЕБИТ – на 0,56%.

Авторами осуществлен анализ программ повышения конкурентоспособности российских АЭС и оптимизации расходов на производство. Результаты экономико-математического моделирования планирования производства на АЭС, представленные выше, подтверждают и доказывают необходимость управления материальными расходами (программы КИУМ, ПСР, энергосбережения и энергоэффективности) и прочими расходами (программы ПСР, ПОРА), что математически подтверждает эффективность направлений реализации программ ПСР и ПОРА.

По мнению авторов, полученные результаты могут быть использованы при планировании производства на АЭС в целях снижения себестоимости производства электроэнергии и повышения конкурентоспособности АЭС российского дизайна на отечественном и зарубежном рынках.

Литература

1. Осецкая М.М., Украинцев В.Ф., Галковская В.Е. Управление топливной составляющей (начальной и заключительной стадий ЯТЦ) себестоимости электроэнергии

при формировании производственной программы на АЭС России / Экономика и предпринимательство, № 4 (ч.2), 2017. – с.590-599

2. Жердев Г.М., Цибуля А.М. Аннотация комплекса WIMS-ABBN / Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, № 2, 2000. – с.79-84

3. Алленых М.А., Дайрабаева Л. Аутсорсинг как способ снижения издержек фирмы / Финансы, деньги, инвестиции. 2006. № 4. С. 27-29.

4. Осецкая М.М. Планирование модернизации, технического обслуживания и ремонта на предприятиях атомной энергетики России: автореферат дис. кандидата экономических наук: 08.00.05/Осецкая Мария Михайловна; – М, 2011. – 23 с.

VR/AR ТЕХНОЛОГИИ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

*М.И. Русецкая, Я.А. Стасула
БНТУ, г.Минск, Беларусь*

Современные технологии виртуальной реальности (VR) и 3D-визуализации фактически являются базой для конструирования новых поколений мультимодальных интерфейсов, которые позволяют создать не только тренажёры и симуляторы во многих отраслях, но и упрощают ремонтные процессы.

Технология дополненной реальности (AR) является добавочной технологией к VR, что в комбинации увеличивает спектр её использования.

Возможное применение VR/AR технологий в ядерной энергетике:

1. В проектировании и строительстве.

VR-технологии могут оказаться очень полезными на стадии проектирования и строительства, скажем, одного из реакторов АЭС. С помощью виртуальной реальности проектировщики могут визуализировать объемы и взаимное расположение объектов, их внутреннее пространство, в точности рассчитать

количество необходимого для строительства оборудования и материалов и т.д.

2. Тренажёры-симуляторы.

Тренажёры-симуляторы могут найти широкое применение в области обучения персонала. Такие VR-тренажеры позволяют обрабатывать различные технологические операции, связанные с обслуживанием оборудования, изучением норм действий во нестандартных ситуациях, и полезны во время практического освоения новых навыков. Это могут быть как специально разработанные 3D и VR-приложения для мобильных устройств, так и VR-тренажеры для широкоэкранных систем визуализации с высоким уровнем детализации. Тренинги проводятся в виртуальной среде на фотореалистичных копиях реальных объектов, например, участках НПЗ или газораспределительных станциях. Подключив такой VR-тренажер через LMS-систему (LMS, Learning Management System), можно проводить удаленные программы по обучению и регулярную оценку знаний персонала [1]. Примером такого тренажера является сварочный тренажер виртуальной 3D реальности WELDPLUS.

3. Возможность тестирования оборудования.

Создание различных условий воздействия на реактор, турбину и на АЭС в целом.

Благодаря виртуальной реальности появляется возможность найти слабые места объекта, смоделировать различные сценарии эксплуатации, в том числе аварийные. Соответственно, возможно найти пути обхода аварийных ситуаций либо варианты быстрой ликвидации последствий.

4. Сопровождение операций обслуживания и ремонта с помощью дополненной реальности.

Вместо того, чтобы искать требующуюся информацию по эксплуатации и ремонту в обширных источниках, специалисту необходимо просто щелкнуть по соответствующему изображению, чтобы получить данные об определенном компоненте установки и варианты действий, для его исправления. Примером может послужить вывод технологической карты, инструкций на очки дополнительной реальности [2, 3].

5. Внутренняя логистика.

С использованием VR технологии ещё до строительства АЭС можно спроектировать пути передачи электроэнергии и просчитать самые выгодные варианты. Например, доступность насоса может быть изучена задолго до того, как завод будет установлен. Таким образом, виртуальная реальность может быть полезным инструментом для общения между владельцем / оператором и поставщиком.

Обобщая всё вышесказанное, можно сделать вывод, что использование виртуальной реальности во много раз увеличит эффективность проектирования, строительства и ввода в эксплуатацию энергетических блоков АЭС. VR и AR технологии являются необходимостью, так как они прекрасный инструмент для отработки чрезвычайных ситуаций, оптимизированного по времени ремонта или демонтажа элементов. Ещё одним преимуществом виртуальной реальности является возможность обучения персонала и контроля их знаний, благодаря чему внештатные ситуации будут устранены намного быстрее и снижается риск появления серьёзных аварийных ситуаций.

Литература

1. VR и AR-технологии: на пути к индустрии 4.0 [Электронный ресурс]. – 2017 – Режим доступа: <http://www.eprussia.ru/epr/326/6564590.htm>. – Дата доступа: 08.10.2017.
2. Технологии виртуальной реальности для российской промышленности [Электронный ресурс]. – 2017 – Режим доступа: <https://iot.ru/promyshlennost/ar-vr-v-rossiyskoy-promyshlennosti>. – Дата доступа: 08.10. 2017.
3. Using VR to design and simulate power plant performance [Электронный ресурс]. – 2013 – Режим доступа: <http://www.engineerlive.com/content/22178>. – Дата доступа: 08.10.2017.

ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТЫ ДВУХ КОНТУРНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ С РЕАКТОРОМ ТИПА ВВЭР

*А.А. Акинфиева, Е.П. Лебедев, А.В. Разуваев
БИТИ НИЯУ МИФИ, г. Балаково*

Целью данного исследования является повышение надежности и экономической эффективности эксплуатации работы двух контурной ядерной энергетической установки с реактором типа ВВЭР за счет модернизации ее гидравлической схемы первого контура.

Проанализируем ее гидравлическую схему первого контура ядерной энергетической установки [1, 2], имеющей компенсатор давления (КД).

В данной схеме обращает на себя внимание то, что горячая вода не проходит через КД. Поэтому при его прогреве могут возникать внутренние термические напряжения в трубопроводах, системах и оборудования первого контура за счет наличия перепада температур. Кроме этого, в качестве источника нагрева воды в КД и далее получение пара, применяются электрические нагреватели (например, в контуре реактора ВВЭР 1000 используется 4 блока по 6 кассет трубчатых электронагревателей с мощностью по 100 кВт каждый, суммарная мощность подогревателей 2400 кВт), что в свою очередь ведет к расходу электроэнергии на собственные нужды.

Далее в инструкции по эксплуатации энергетической установки В - 320 имеются требования по обеспечению перепада температур в первом контуре и самом КД вполне конкретные цифры [3].

Тем самым необходимо при работе КД обеспечивать эти перепады температур, что влечет за собой их контроль, работу системы автоматики. Также вступают в работу электрические нагреватели, а это влечет за собой потребление выработанной электроэнергии и снижению КПД самой энергетической установки.

Такие обстоятельства приводят к снижению надежности и экономичности в целом самой электрической станции, что можно отнести к недостаткам такой гидравлической схемы.

Прорабатываемое техническое предложение является создание первого контура системы циркуляции двухконтурной ядерной энергетической установки по повышению ее надежности и экономичности путем установки КД параллельно реактору, что обеспечивает циркуляция части горячей воды первого контура.

В случае обеспечения циркуляции части горячей воды через КД тем самым, испаряясь вода уже создает в нем давление пара, равным давлению насыщения при соответствующей температуре. Таким образом, для поддержания необходимого в КД давления нет необходимости включать все трубчатые электронагреватели. Это способствует к уменьшению их количества, что в свою очередь ведет к экономии электроэнергии и снижению стоимости изготовления и монтажа электронагревательных устройств.

При этом часть трубчатых электронагревателей могут использоваться для поддержания необходимого давления в КД.

Далее, при прохождении горячей воды через КД будет прогреваться сам его корпус, все трубопроводы и системы первого контура, что приведет к выравниванию их температур, а значит и к снижению внутренних термических нагрузок действующих на них, и как следствие приведет к повышению надежности всей системы.

Литература

1. Основное оборудование АЭС с корпусными реакторами на тепловых нейтронах: учеб. пособие / С.М. Дмитриев, Д.Л. Зверев, А.Г. Орлов [и др.] / под общ. ред. С.М. Дмитриева; НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Н. Новгород, 2008. – 458 с.
2. Конструирование основного оборудования АЭС: учеб. пособие / С.М. Дмитриев, В.А. Фарафонов / под общ. ред. С.М. Дмитриева; НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Издание 2-ое дополненное и переработанное, 2009, С 509

3. Инструкция по эксплуатации реакторной установка В-320 (с реактором ВВЭР - 1000) ИЭ.4.УА.РЦ-2/01 от 2000 г.

СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА БН-800 БЕЛОЯРСКОЙ АТОМНОЙ СТАНЦИИ

Бибик И.С.¹, Вальцева А.И.²

¹НИИ ТПУ, г. Томск, Россия

²УрФУ, г. Екатеринбург, Россия

В настоящее время мировое сообщество реализует проект замыкания ядерного топливного цикла, и освоение критических и сверхкритических параметров в атомной энергетике.

Главные проблемы атомной энергетики – воспроизводство делящегося топлива, безопасность и связанная с ней стоимость АЭС, утилизация радиоактивных отходов за время существования атомной энергетики не нашли удовлетворительных решений.

Реактор типа БН-800 представляет собой двухцельный реактор интегральной компоновки на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, и предназначен для выработки тепловой энергии, и наработки вторичного ядерного топлива.

Управление реактором во всех режимах эксплуатации, включая аварийные, обеспечивается системой управления и защиты реактора. Данная система предназначена для: обеспечения безопасного протекания цепной ядерной реакции деления в активной зоне; управления реактивностью активной зоны; контроля плотности нейтронного потока; перевода реактора в подкритическое состояние; экстренного автоматического снижения мощности.

При пуске реактора три стержня пассивной аварийной защиты (далее – ПАЗ) и аварийной защиты (далее – АЗ) дистанционно поочередно выводятся из активной зоны.

Выход в критическое состояние и повышение мощности реактора при пуске осуществляется за счет выведения из активной зоны сначала четырех компенсирующих стержней

(далее – КС) внутреннего кольца, а затем за счет подъема двенадцати КС наружного кольца АЗ. Поддержание заданного уровня мощности при перемещении КС обеспечивается регулирующими стержнями (далее – РС) в режиме автоматического регулирования.

По мере выгорания топлива исполнительный механизм КС получает сигналы из системы СУЗ и выводит рабочий орган КС из активной зоны, тем самым обеспечивая избыточную реактивность.

В ходе работы на номинальной мощности система формирования и размножения сигналов АЗ находится в режиме ожидания.

Органы СУЗ разделены на три системы остановки: в первую систему остановки входят 16 КС и два РС, во вторую систему остановки входят девять стержней АЗ, в третью систему остановки входят три стержня ПАЗ.

С учетом опыта эксплуатации стержней СУЗ реакторов БН-350 и БН-600 в стержнях СУЗ и ПАЗ БН-800 применены технические решения, направленные на снижение температуры и температурных перепадов для узлов стержней. К данным модификациям относятся: снижение толщины деталей, подвергающихся интенсивному нейтронному облучению и радиационному нагреву; исключение нижнего шарнирного соединения хвостовика с поглощающим звеном, содержащее массивные детали, а наружный диаметр хвостовика уменьшен до 66 мм.

В качестве поглотителя в стержнях СУЗ используется карбид бора. Для обеспечения компенсации распухания карбида бора под облучением, ПЭЛ в стержнях СУЗ и ПАЗ выполнены с достаточным осевым и диаметральным зазорами. Растрескивание вкладышей карбида бора под облучением не приводит к их фрагментации, облученные вкладыши, покрытые трещинами, остаются целыми и не влияют на ресурс ПЭЛ.

На основании проведенного анализа безопасности может быть сделан вывод о том, что СУЗ реактора БН-800 отвечает принципам и критериям радиационной безопасности, нормам и правилам, принятым в области атомной энергетики.

Литература

1. Андрианов А.А., Воропаев А.И., Коровин Ю.А., Муругов В.М. Ядерные технологии: история, состояние, перспективы: учебное пособие. - М: НИЯУ МИФИ. 2012 г. 180 с.
2. Апсэ В.А., Шмелев А.Н. Ядерные технологии: учебное пособие. М.: МИФИ, 2008г. 128 с.

СЕКЦИЯ III ПЕРСПЕКТИВНЫЕ МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ И ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ЭНЕРГИИ

СПЕКТРАЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ИТТЕРБИЯ В ЖИДКИХ И ЗАМОРОЖЕННЫХ РАСТВОРАХ $\text{POCl}_3\text{-ZrCl}_4\text{-Yb}^{3+}$

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

Полученный опыт в создании лазерных неорганических жидкостей $\text{POCl}_3\text{-MCl}_x$ (где М: Sb, Sn, Zr) с ионами неодима послужил в качестве основы для разработки иттербиевых активных сред для жидкостных лазеров с диодной накачкой. Основным достоинством Yb^{3+} по сравнению с Nd^{3+} является уменьшенное тепловыделение, обусловленное меньшей разницей между длиной волны накачки и длиной волны излучения. В то же время, наличие всего одного возбужденного уровня требует воздействия матрицы на внутреннее поле Yb^{3+} , которое могло бы привести к заметному штарковскому расщеплению основного и возбужденного состояний и к возможности организовать 4-х уровневую низкопороговую схему накачки. Для создания четырехуровневой схемы Yb -лазера на жидкой среде необходимо иметь информацию о положении и населенностях штарковских подуровней исследуемой среды. Представленная работа посвящена измерению и анализу спектров люминесценции Yb^{3+} в растворах $\text{POCl}_3\text{-ZrCl}_4$ для разных температур.

Образцы $\text{POCl}_3\text{-ZrCl}_4\text{-Yb}^{3+}$ были приготовлены одним из способов, описанных в [1]. Измерения спектров люминесценции Yb^{3+} проводили при комнатной температуре ($T = 293 \text{ K}$) и при охлаждении образцов жидким азотом ($T = 78 \text{ K}$). На рис. 1 показаны спектры люминесценции при разных температурах.

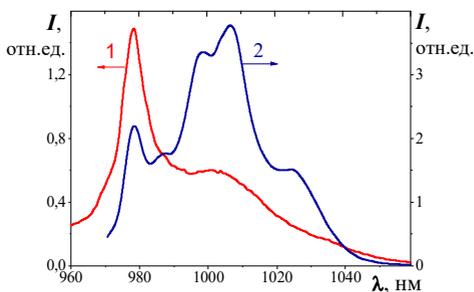


Рис. 1. Спектры люминесценции Yb^{3+} в $\text{POCl}_3\text{-ZrCl}_4$ при $T = 293 \text{ K}$ (1) и 78 K (2)

Вероятно, что изменения в спектрах люминесценции в жидких и замороженных растворах обусловлены Больцмановской зависимостью населенностей подуровней основного уровня от температуры, которая описывается выражением

$$N_i(T) = N_0 \cdot e^{\frac{\Delta E_i}{kT}}, \quad (1)$$

где N_0 – населенность основного уровня, $\Delta E_i = E_i - E_0$ – разница в энергиях между i -м подуровнем основного уровня и основным уровнем. Выражение (1) справедливо при условии равенства суммы всех населенностей основного уровня и подуровней полной концентрации активатора в растворе в условии термодинамического равновесия. Для ионов иттербия имеем:

$$N_i = N_0 + N_1 + N_2 + N_3; \quad (2)$$

$$N_i = N_0 + N_0 \cdot \exp(-\Delta E_1/kT) + N_0 \cdot \exp(-\Delta E_2/kT) + N_0 \cdot \exp(-\Delta E_3/kT)$$

Разложением спектров люминесценции в виде суперпозиции распределений Лоренца, были определены положения подуровней по максимумам интенсивности люминесценции на λ_i и энергия соответствующая этим подуровням. С использованием выражений Больцмана рассчитаны населённости N_i основного уровня ${}^2F_{7/2}$ и его штарковских подуровней.

Исследования проведены при финансовой поддержке РФФИ и Правительства Калужской области (проект № 14-43-03116 р_центр_а).

Литература

1. Тихонов Г.В. Синтез и свойства урансодержащих жидких сред для лазеров с ядерной накачкой: Автореф. дис. ... докт. хим. наук. М., 2010. 36 с.

КОНЦЕПЦИЯ КОМБИНИРОВАННОЙ ТЕПЛОЙ ЗАЩИТЫ ЭЛЕМЕНТОВ ГИПЕРЗВУКОВЫХ ЛЕТАТЕЛЬНЫХ АППАРАТОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТЕРМОЭМИССИОННОГО ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ЭНЕРГИИ

В.Ю. Храпко
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Гиперзвуковым летательным аппаратом (ГЛА) называют летательный аппарат, способный осуществлять аэродинамический полет со скоростью равной и выше 5 М. Исследования в данной области сопряжены с рядом инженерно-технических задач, решение которых требует применения инновационных подходов и технологий.

Ключевой проблемой при разработке ГЛА является аэродинамический нагрев и связанная с ним задача отвода тепла от теплонапряженных элементов конструкции и создания специальных систем тепловой защиты. Другой важной задачей является необходимость обеспечения аппарата достаточно мощным, компактным источником питания, устойчивым к скачкам температуры, позволяющим функционировать бортовым системам. Существующие системы тепловой защиты летательных аппаратов оказываются неспособны обеспечить сохранение температуры поверхности теплонапряженных элементов в диапазоне, удовлетворяющем требованиям прочности и жаростойкости («горячая схема», тепловые трубы, конвективный контур), либо обладают неподходящими

геометрическими и массогабаритными характеристиками (абляционная защита) [1]. В связи с этим встает вопрос разработки систем тепловой защиты, основанных на иных физических принципах и использующих инновационные технологии.

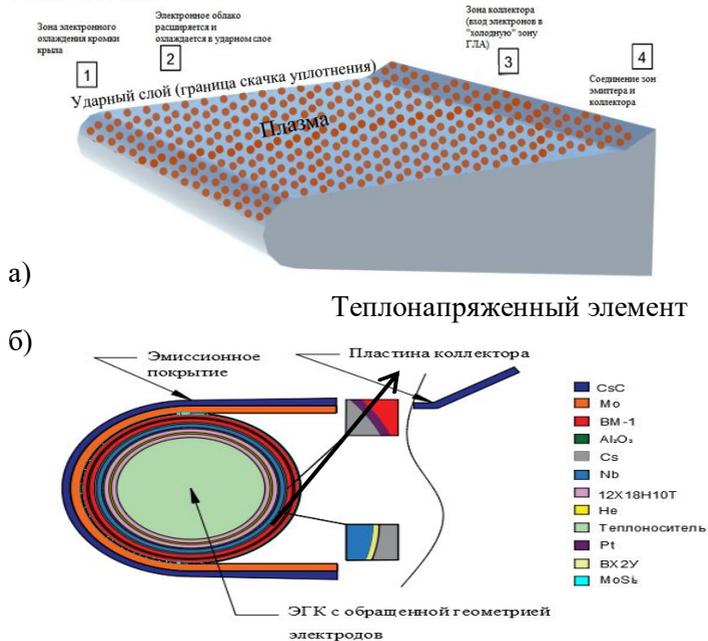


Рис. 1. Схема комбинированной термоэмиссионной тепловой защиты: а – внешнее охлаждение; б – внутреннее охлаждение и электрогенерация

Решить вышеозначенные проблемы, по моему мнению, позволит использование комбинированной системы термоэмиссионной тепловой защиты. В основе такой системы лежит сочетание технологии покрытия с внешней эмиссией электронов [3] и внутреннего охлаждения с использованием технологии электрогенерирующих каналов (ЭГК), успешно реализованной в термоэмиссионных реакторах-преобразователях ЯЭУ космического назначения «Топаз» и «Енисей» [2]. Внешнее эмиссионное покрытие будет создавать

основной температурный эффект охлаждения, а встроенный внутрь носового обтекателя или кромки крыла ЭГК с обращенной геометрией электродов [2] осуществлять электрогенерацию, необходимую для создания дополнительной разности потенциалов между эмиттером и коллектором внешней системы, отводя при этом остаточную тепловую энергию. Схема комбинированной ТЭТЗ приведена на рисунках 1 и 2.

Разработка комбинированной ТЭТЗ позволит снизить температуру теплонапряженных элементов ГЛА на 1000° , утилизируя до 40% тепловой энергии, при этом обеспечив стабильность работы при различных скоростях ЛА, в особенности в интересующем нас интервале 6-10 М. Электричество, вырабатываемое в комбинированной ТЭТЗ используется для обеспечения её работы путем генерации потенциала смещения и обеспечения циркуляции теплоносителя. Оставшаяся часть электроэнергии может быть использована для обеспечения работы бортовых систем ГЛА. При создании комбинированной ТЭТЗ решающим является вопрос выбора материала внешней эмиссионной поверхности, обладающего необходимыми эмиссионными характеристиками (1-1,5 эВ), удовлетворяющего при этом требованиям жаростойкости и прочности. В качестве одного из возможных материалов может служить интеркалированный цезием графен [4].

Важными этапами проекта являются:

- Разработка технологии нанесения эмиссионного покрытия на поверхность теплонапряженных элементов ГЛА.

- Проведение совместного электротеплофизического расчета комбинированной ТЭТЗ с целью оценки эффекта охлаждения и выявления особенностей термоэмиссионного рабочего процесса.

Литература

1. Михатулин Д.С. Полежаев Ю.В. Ревизников Д. Л. Теплообмен, термохимическое и термоэрозионное

разрушение тепловой защиты. Курс лекций. М. : Янус-К, 2011 . – 520 с.

2. Ярыгин В.И., Ружников В.А., Синявский В.В. Космические и наземные ядерные энергетические установки прямого преобразования энергии. Монография. – М: НИЯУ МИФИ, 2016. -364 с.

3. Л. А. Урибарри и Эдвард Х. Аллен. Охлаждение испытывающих высокую термическую нагрузку поверхностей аэрокосмических аппаратов методом электронной эмиссии. Международная конференция по космическим летательным аппаратам и гиперзвуковым системам и технологиям 6-9 июля 2015 г., Глазго, Шотландия

ТЕРМОЭМИССИОННЫЙ ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЬ ПОВЫШЕННОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ

*Э.М. Дзугоева, Г.Э. Лазаренко
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

С момента открытия термоэмиссионного эффекта научные исследования направлены на создание термоэмиссионного преобразователя (ТЭП) с технико-экономическими характеристиками, допускающими его рентабельное использование в электрогенерирующих устройствах и установках. Разработанные к настоящему времени ТЭП, работающие в энергетическом режиме, содержат в межэлектродном пространстве низкотемпературную цезиевую плазму, нейтрализующую объемный заряд эмитированных электронов. Потери напряжения на дуге (дуговые потери в низкотемпературной цезиевой плазме) составляют величину около 0,5 В, максимально достижимый к.п.д. – 15-17% [1].

Цель представленной работы – показать возможность дальнейшего увеличения эффективности ТЭП за счет снижения дуговых потерь путем изменения физических условий в межэлектродном зазоре.

Для достижения указанной цели предлагается выполнить электроды ТЭП проницаемыми (например, в виде решеток) и

организовать поперечную прокачку пара цезия в межэлектродном зазоре (МЭЗ) в направлении от катода к аноду. При указанной реализации процесса профиль распределения температуры атомов и ионов цезия по толщине МЭЗ изменяется от почти линейного (теплоперенос за счет теплопроводности) до выпуклого (в пределе при бесконечной скорости потока - плато) вследствие появления конвективной составляющей переноса тепла (см. рисунок 1). Ввиду низких рабочих давлений пара цезия (единицы мм. рт. ст.) суммарный вклад в теплоперенос конвекцией остается крайне незначительным.

С другой стороны, проводимость равновесной низкотемпературной цезиевой плазмы выражается законом 3/2 [2]:

$$\sigma \approx A \cdot T^{3/2} \quad (1)$$

где A – коэффициент пропорциональности,
 T – равновесная температура.

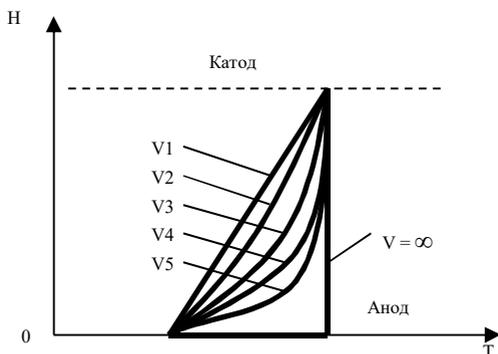


Рис.1. Профиль температуры в цезиевой плазме в зависимости от поперечной скорости пара цезия ($v_5 > v_4 > v_3 > v_2 > v_1$)

Следовательно, при увеличении средней температуры по МЭЗ из-за увеличения заполненности профиля температуры под влиянием поперечного массопереноса общее омическое сопротивление слоя плазмы в МЭЗ уменьшается. При рабочих температурах на электродах ТЭП 1600/800 К предельное

падение омического сопротивления на слое плазмы в МЭЗ – двукратное, а соответствующее ему увеличение эффективности термоэмиссионного преобразования энергии – до 25%.

Литература

1. Жеребцов В.А., Касиков И.И. Предельные характеристики термоэмиссионного преобразователя энергии. – Атомная энергия, т. 110, в. 1, с.12-16 (2010).
2. Райзер Ю. П., Основы современной физики газоразрядных процессов, М., 1980.

КИПЕНИЕ НАНОЖИДКОСТИ ПОД ДЕЙСТВИЕМ ТЕПЛОВОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Б.В. Балакин¹, М.И. Делов¹, Д.М. Кузьменков¹, А.А. Лаврухин¹,

П.Г. Стручалин¹, Э.Т. Улсет²

¹НИЯУМИФИ, г. Москва, Россия

²Бергенский университет, г. Берген, Норвегия

Процесс фототермического кипения наножидкости (НЖ) применяется в солнечной энергетике [1], нано-литографии [2] и онкологии. В настоящее время нет информации по наиболее оптимальному с т.з. парообразования составу НЖ. В данной работе проведено экспериментальное исследование кипения в углеродной НЖ (рис.1) на водной основе без ПАВ.

Экспериментальная установка (рис.1) состоит из цилиндрической пробирки (Ø 14 мм x 148 мм), соединенной через змеевик (Ø 2,5 мм) со сборником конденсата.

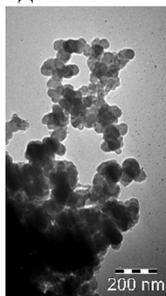
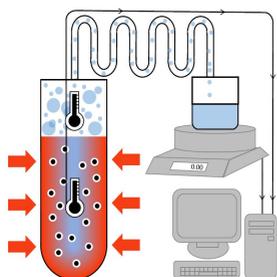


Рис. 1. Слева – принципиальная схема экспериментальной установки, справа – ПЭМ-фото наночастиц

Измерительная система включает две термопары Omega (T) ($\pm 0,3$ °C) и прецизионные весы Sartorius CPA 324S. Пробирка облучалась с двух противоположных сторон лампами OSRAM (400 Вт) на расстоянии, обеспечивающим тепловой поток $5,5$ кВт/м² от каждой лампы. Объем пробы НЖ – 5 мл, жидкость приготовлена в ультразвуковой ванне, размер наночастиц (ENSACO) 51 ± 17 нм. Динамика кипения 3% пробы представлена на рис. 2. Наблюдается перегрев пара на 11 °C, данная величина не соответствует стандартной кривой кипения воды. При этом оценка прироста давления в пробирке, выполненная согласно теории истечения газа через сопло, дает избыточное давление, которое не превышает 2 кПа.

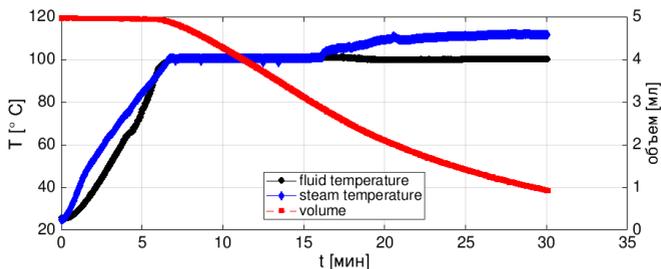


Рис. 2. Зависимость температуры НЖ, пара и объема пробы от времени

На рис. 3 представлено значение эффективности процесса, определенной как отношение тепловой мощности, на поддержание измеренного расхода пара, к затраченной тепловой мощности. Наибольшая эффективность 65% наблюдается при концентрации 3%, эффективность снижается при увеличении доли частиц относительно оптимума.

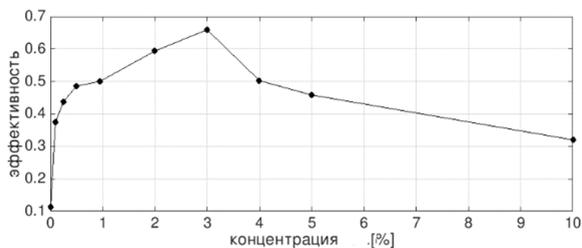


Рис. 3. Эффективность парообразования в зависимости от массовой доли частиц

Работа выполнена за счет гранта Российского Научного Фонда (проект №17-79-10481).

Литература

1. O. Neumann, A.S. Urban, J. Day, S. Lal, P. Nordlander, N.J. Halas. Solar Vapor Generation Enabled by Nanoparticles. ACS Nano 2013, 7, 42–49.
2. M. Dietzel, D. Poulikakos. On vapor bubble formation around heated nanoparticles in liquids. International Journal of Heat and Mass Transfer, 50, 2246–2259, 2007.

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ МЕТОДЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ НОЧНОЙ ЭНЕРГИИ АЭС ДЛЯ УЛУЧШЕНИЯ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ

В.А. Захаров

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В ночное время АЭС имеет избытки электроэнергии, которые составляют 50 -70% от дневной мощности [1]. На данный момент такую неравномерность уравнивают за счет действий ГАЭС или системы озер, существует также нереализованный проект САТЭ[2]. В начале 90-х годов появился проект «Курчатовского института», Ленинградской АЭС и канадских фирм «Atomic Energy of Canada Limited» и «Stuart Energy», предполагающий создание цехов электролиза воды мощностью до 300 МВт вблизи АЭС для производства

около 8000 тонн водорода в год. Это проект не был запущен из-за проблем с безопасностью. Данный подход, а именно создание энергоемкого и автоматизированного производства ночного цикла рядом с АЭС, видится мне в дальнейшем верным.

При выборе производства стоит обратить внимание на материал переработки, его доступность, стоимость и экологичность. На данный момент существует проблема загрязнения окружающей среды отходами человеческой деятельности. Особенно от этого страдают мегаполисы, на территории Московской области объём накопления ТБО уже превысил 120 млн тонн [3]. Но данные ТБО могут служить материалом, т.к. достаточно дешевы и распространены. Также их переработка окажет благотворное влияние на окружающую среду.

Благодаря большому количеству энергии производство по мусоропереработке способно выполнять ряд задач, таких как сбор, дробление гомогенного мусора, нагревание и доведения до вязкого состояния полученной массы, а также пресс данного вещества до состояния плит. Данные плиты будут являться конечной продукцией производства. Использованы они будут как новое дорожное покрытие, которое дешевле асфальта, при этом не уступающее ему в большинстве показателей, а в некоторых и имеющее преимущество.

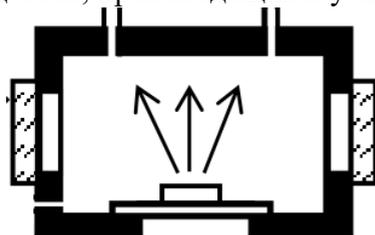
Литература

1. Учебное пособие. М.: НИЯУ МИФИ, 2011. Эксплуатация АЭС. Ч. 1 Работа АЭС в энергосистемах. Ч. II. Обращение с радиоактивными отходами, глава УСЛОВИЯ РАБОТЫ ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ СИСТЕМ.
2. Маляренко, В.А. и Нечмоглод, И.Е. и Колотило, И.Д. (2011) Неравномерность графика нагрузки энергосистемы и способы ее выравнивания. Міжнародний науково-технічний журнал "Світлотехніка та Електроенергетика" (4). С. 61-66.
3. Алимов Р., Артамонов Д. Мусорное кольцо вокруг Москвы / Greenpeace. Гринпис России. – М., 2015. – 19 с.

ПРЯМОЕ ИЗМЕРЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА УСИЛЕНИЯ ГАЗОВОЙ СРЕДЫ ПРИ ПОМОЩИ АНАЛИЗА СПЕКТРА ЗА ОДИН ПРОХОД РЕЗОНАТОРА

*А.В. Подкопаев, А.Г. Никифоров
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

При исследовании газовых сред, потенциально рассматриваемых как лазеоно-активная среда для генерации лазерного излучения, одним из важнейших параметров является коэффициент усиления данной среды на изучаемой длине волны. В случае если генерация на данной газовой смеси уже получена, коэффициент усиления за частую измеряют методом введения контролируемых потерь в резонатор. Так же прибегают к расчётным методам, где коэффициент определяется из других экспериментально полученных характеристик газовой среды используя теоретическую модель процессов, происходящих в усиливающей среде.



Ри. 3. Камера для исследования люминесценции газовых смесей

Однако в некоторых случаях, когда изучается новая лазерно-активная среда, или новый способ накачки, такие методы не дают приемлемых результатов. Однако все же требуется оценить коэффициент усиления среды, для понимания процессов, происходящих в ней. В

представленной работе приводятся данные полученные при исследовании люминесценции лазерно-активной среды на основе эксимерной молекулы ХеВг. Изучаемая среда имела ранее не изученный состав, а накачка производилась пучком электронов со средней энергией 150 кэВ от компактного ускорителя электронов РАДАН-220. Газовая смесь находилась в камере рис.1 установки для исследования люминесценции [1]. Пучок электронов возбуждал цилиндрическую газовую область длиной 10 см, за время порядка 5 нс. В данных условиях не удавалось подобрать параметры резонатора, чтобы получить устойчивую генерацию и измерить коэффициент усиления среды на длине волны 282 нм, излучаемой эксимерной молекулой ХеВг. Однако проведя измерения спектра и временной зависимости интенсивностей люминесценции на различных длинах волн с использованием одного внешнего зеркала, было замечено, что усиление в среде на 282 нм даже за один проход существенно. Исходя из этого было принято решение провести отдельную серию экспериментов и оценить коэффициент усиления.

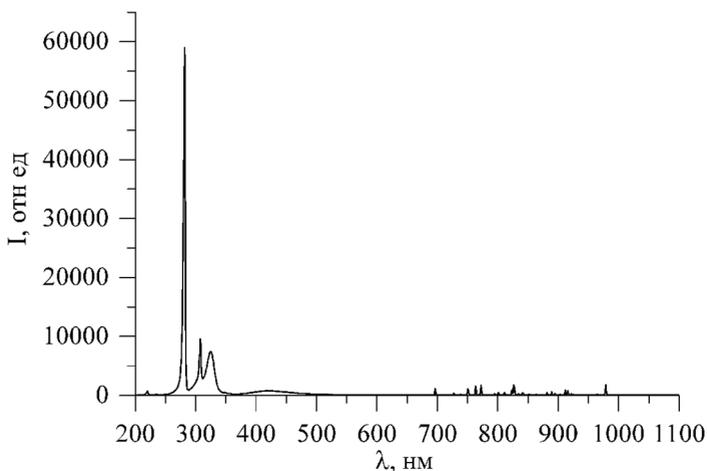


Рис. 4. Спектр люминесценции газовой смеси Ar-Xe-
CH₂ClBrF₃ при возбуждении пучком электронов

На рис. 2 представлен спектр люминесценции изучаемой газовой смеси Ar-Xe-CH₂ClBrF₃ при возбуждении ее пучком электронов. В данном спектре можно выделить несколько основных линий, большинство из остальных относится к переходам Ar и Xe. В обычном режиме измерений излучение из кюветы выходит через одно из диаметрально расположенных кварцевых окон и попадает в измерительную систему. Она состоит из спектрометра Maya2000-Pro имеющего разрешение 0,5 нм/дел, а также связки приборов монохроматор (МДР-23), Фотоумножитель (ФЭУ-106), быстрый цифровой осциллограф (Tektronix TDS-1200) имеющий временное разрешение 2 нс/дел. Если расположить за одним из окон зеркало, с заранее известной отражающей способностью и настроить его нормально к измерительной аппаратуре, то отраженный свет пройдет через возбуждаемую среду и увеличит световой поток на соответствующую величину. Далее, зная соотношение между усиленным световым потоком и обычным световым потоком, для длины волны в которой усиление заведомо отсутствует, можно рассчитать во сколько усилился сигнал.

Чтобы оценить коэффициент усиления воспользуемся следующими соображениями:

Пусть $I_1(\lambda_1)$ – величина светового потока, вышедшего из кюветы и зарегистрированного измерительной аппаратурой в случае без использования зеркала

В зеркале с отражающей способностью $R(\lambda)$ отразится некоторая доля от света:

$$I_2(\lambda_1) = \varphi R(\lambda_1) I_1(\lambda_1)$$

где φ коэффициент учитывающий геометрию оптических окон и камеры.

Тогда в случае если на данной длине волны нет усиления мы получим световой поток:

$$I_3(\lambda_1) = I_1(\lambda_1) + I_2(\lambda_1) = I_1(\lambda_1)(1 + \varphi R(\lambda_1))$$

А для длины волны λ_2 с коэффициентом усиления μ будем иметь:

$$I_3(\lambda_2) = I_1(\lambda_2) + \mu I_2(\lambda_2) = I_1(\lambda_2)(1 + \mu \varphi R(\lambda_2))$$

Измерив отношение $I_3(\lambda_1)/I_1(\lambda_1)$ которое равно отношению сигналов для длины волны не испытывающей усиления, находим коэффициент φ . Далее, предполагая, что φ не зависит от длины волны по отношению $I_3(\lambda_2)/I_1(\lambda_2)$ можно оценить значение μ для длины волны на которой предполагается усиление.

Измеренное по данной методике усиление в среде составило порядка 0,006 (ед/см), для длины активной среды около 10 см. Этот результат хорошо согласуется с коэффициентом усиления полученным в работе [2]. В этой работе на длине волны 282 нм в эксимерные молекулы XeBr^* было получено усиление 4% на 15 см активной зоны.

Литература

1. Миськевич А. И., Подкопаев А. В. Установка для исследования люминесценции, возбуждаемой заряженными частицами высокой энергии в плотных ксенонсодержащих газовых средах, с возможностью регенерации и повторного использования ксенона // Приборы и техника эксперимента. – 2017. – №. 3. – С. 154-159

2. Searles S. K., Hart G. A. Stimulated emission at 281.8 nm from XeBr // Applied Physics Letters. – 1975. – Т. 27. – №. 4. – С. 243-245.

ПАРАМЕТРИЗАЦИЯ СЕЧЕНИЙ РЕАКЦИИ ${}^3\text{H}(\text{D},\text{N}){}^4\text{HE}$ В ОКРЕСТНОСТИ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕЗОНАНСА ${}^5\text{HE}$

А.И. Годес, А.С. Кудрявцева
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Актуальным направлением развития современной квантовой физики и квантовой химии является изучение поведения квантовых систем во внешних силовых полях. При исследовании неизолированных нестабильных систем наблюдаемые параметры могут отличаться от соответствующих параметров для их возбуждения и распада в вакууме. Например, скорость распада радиоактивного ядра зависит от химического окружения [1], бета-распад нейтрона ускоряется под воздействием сверхсильных электрических полей [3].

Выясняется, что подобные эффекты можно наблюдать и в ядерных реакциях. Наиболее прямым способом является изучение соотношения ветвей распада неизолированной резонансной системы по различным каналам. Теоретически было показано, что эффект будет наиболее выражен для околопороговых резонансов под влиянием дальнедействующих кулоновских сил сопутствующих продуктов реакции, приводящих к изменению формы резонанса, местоположению резонансного пика и изменению его ширины.

На данном этапе интерес представляет поведение термоядерного резонанса ядра ${}^5\text{He}$, образующегося в конечном состоянии различных многочастичных реакций. В экспериментах наблюдалось сильное подавление распада этого резонанса по каналу $d+t$ по отношению к каналу $\alpha+n$. Для применения теоретических методов необходимо знать местоположение резонансного полюса, отвечающего второму возбужденному состоянию ядра гелия, а также других особенностей многочастичной функции Грина. Целью доклада является сопоставление

теоретических моделей, с помощью которых можно найти местоположение вышеупомянутых особенностей.

Литература

1. Блан Д. Ядра, частицы и ядерные реакторы. – М. – 1989. – с.336
2. Комаров В.В., Попова А.М., Шаблов В.Л. Динамика систем нескольких квантовых частиц. – М. -1996. – с. 255-265
3. Тернов И.М., Жуковский В.Ч., Борисов А.В. Квантовые процессы в сильном внешнем поле. – М. – 1989. –с.192

ИЗМЕРЕНИЕ ПАРАМЕТРА ТОРМОЖЕНИЯ ОСКОЛКОВ ДЕЛЕНИЯ В ГАЗОВОЙ СРЕДЕ ДЛЯ УРАНОВОГО ПОКРЫТИЯ ЛАЗЕРНО-АКТИВНОГО ЭЛЕМЕНТА ЛАЗЕРА С ЯДЕРНОЙ НАКАЧКОЙ

*Л.В. Питык, О.Ф. Кухарчук
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

В основе работы лазеров с ядерной накачкой лежат процессы ионизации и возбуждения атомов лазерно - активной среды заряженными продуктами ядерных реакций, что приводит к образованию так называемой ядерно-возбуждаемой плазмы. Одним из наиболее перспективных способов получения ядерно-возбуждаемой плазмы является использование продуктов реакции деления тяжелых ядер[1].

Важной характеристикой таких процессов является величина потери энергии осколком деления при прохождении на единицы пути. Изучение явления торможения осколков деления проводилось в течение многих лет после открытия деления ядра урана. Несмотря на то, что этому вопросу посвящено большое число экспериментальных работ, к сожалению, однозначного ответа нет. Информация по параметрам торможения может быть получена при сравнении спектров осколков деления, зарегистрированных при торможении в газовой среде различного давления.

Экспериментальный метод измерения параметра осколка торможения основан на измерении энергетических спектров осколков деления, вылетающих из покрытия в газ (аргон), с помощью полупроводникового детектора. Деление урана индуцируется нейтронами Pu-Be источника интенсивностью $8.3 \cdot 10^6 \text{ с}^{-1}$, замедленными в полиэтиленовом блоке. Для калибровки энергетической шкалы детектора используется спектрометрически тонкий слой ^{252}Cf ($\sim 50 \text{ с}^{-1}$) диаметром 7 мм, нанесенный на подложку из коррозионностойкой стали толщиной 0.5 и диаметром 22 мм. Число делений в покрытии определяется с помощью калиброванного слоя из U_3O_8 диаметром 30 мм, толщиной 0.5 МГ/см^2 . Для получения спектров, соответствующих только осколкам деления урана, из спектров, содержащих обе компоненты (энергия+фон) вычитались спектры, соответствующие альфа-частицам (фон)[2].

Для проведение математического моделирования и использования двухпараметрических зависимостей была проведена калибровка шкалы распределений. Энергетическая калибровка амплитудной шкалы осуществлялась в линейном

приближении, исходя из известных значений наиболее вероятной энергии легкой и тяжелой групп осколков спонтанного деления ^{252}Cf , равных 106 и 80 МэВ, соответственно. При калибровке учитывали также порог амплитудно-цифрового преобразователя, равный 2.8 канала, а также измеренные в дополнительном эксперименте небольшие потери энергии осколков деления (8.2 МэВ) в инертных примесях используемой мишени калифорния. Полученные энергетические спектры осколков деления при давлении аргона 0, 38, 76, 114, 152, 190, 228, 266, 304 торр. Как можно заметить, при увеличении давления аргона спектр энергии долетающих до детектора частиц все больше "укорачивается". В среднем, после каждого изменения давления предельная энергия частиц уменьшалась на 10-15 МэВ.

Проанализировав энергетические спектры осколков деления урана-235 при различных давлениях среды и получив экспериментальные данные, мы уточнили характеристики торможения осколков деления урана в газовой среде. Получено значение параметра торможения $\alpha=1.63\pm 0.01$. Найденное значение не противоречит имеющимся литературным данным $\alpha=(1-2)$.

Литература

1. Gryzinski M. Classical Theory of Atomic Collisions. I. Theory of Inelastic Collisions //Phys. Rev. 1965. V.138, N 2A.
2. Rvkov V.A., Dyachenko P.P., Mahrov F.V., Socolov Yu.V. Ejected electron energy dependence of ionization cross section of He and Ar atoms by fission fragments bombardment // Laser and Particle Beams. 1993. V.11, N 3.

УВЕЛИЧЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ВАКУУМНОГО ТЕРМОЭМИССИОННОГО ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯ

*Приходько А.А., Дзугоева Э.М., Лазаренко Г.Э.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

С момента открытия явления термоэмиссии предпринимаются попытки создания термоэмиссионного преобразователя (ТЭП) с технико-экономическими характеристиками, допускающими его рентабельное использование в электрогенерирующих устройствах и установках. Интерес обусловлен как рабочим диапазоном температуры (минимальное значение которого практически совпадает с максимальным значением для цикла Ренкина), так и отсутствием подвижных частей, что принципиально обеспечивает их высокую надежность и длительную работу в необслуживаемом режиме.

Разработанные к настоящему времени ТЭП, работающие в энергетическом режиме, содержат в межэлектродном пространстве низкотемпературную цезиевую плазму [1], нейтрализующую объемный заряд эмитированных электронов. Потери напряжения на дуге (дуговые потери в низкотемпературной цезиевой плазме) составляют величину около 0,5 В. С учетом того, что генерируемое напряжение ТЭП ограничено разностью работ выхода материала электродов (первые единицы эВ), переход к вакуумному режиму работы ТЭП существенно увеличивает к.п.д. при той же плотности тока на электродах.

В вакуумном режиме плотность тока на электродах, достаточная для энергетических целей, достигается либо при уменьшении величины межэлектродного зазора до единиц микрон, либо значительным увеличением рабочей температуры, что технологически неприемлемо.

Технические решения, использующие дополнительный сетчатый анод или скрещенные постоянные магнитное и электростатическое поля, в силу ряда специфических причин не позволяют создать ТЭП, работающий в энергетическом режиме.

Ситуацию можно существенно улучшить, если использовать катод с зернистой структурой хаотично размещенных и ориентированных намагниченных доменов. На поверхности такого катода формируются участки с сильно неоднородным магнитным полем, причем максимальная индукция магнитного поля достигается на поверхности электрода. Эмитированный

электрон, попадая в магнитное поле, движется сложным образом – касательная к поверхности компонента скорости обеспечивает спиральное перемещение в магнитном поле с ларморовским радиусом. Фактически электрон участвует в двух движениях – поступательном по направлению силовых линий магнитного поля и вращательным в плоскости, перпендикулярной направлению силовых линий, с орбитальным магнитным моментом P_m [2]. В условиях неоднородного магнитного поля сила, действующая на виток с током выражается через орбитальный магнитный момент P_m и градиент индукции магнитного поля

$$F = -P_m \cdot grad(B)$$

Как следует из законов сохранения, максимальная работа, совершаемая этой силой, равна кинетической энергии касательной составляющей скорости движения электрона. С учетом независимости распределения величины скорости по направлениям, у электрона в описываемых условиях сильно неоднородного магнитного поля на поверхности эмитирующего электрода возникает двойной запас энергии для преодоления потенциального барьера, создаваемого объемным зарядом электронов в межэлектродном зазоре, а с точки зрения эффективности ТЭП его характеристики совпадают с таковыми для традиционного вакуумного ТЭП с увеличенной в два раза температурой катода.

Литература

1. И.П. Стаханов, В.Е. Черковец. Физика термоэмиссионного преобразования. (М: Энергоатомиздат. 1985).
2. Д.А. Франк-Каменецкий. Плазма - четвертое состояние вещества. (М: Госатомиздат. 1963).

РАДИОИЗОТОПНЫЕ ИСТОЧНИКИ ЭНЕРГИИ: СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ

*В.В. Бриж, О.А. Васильчук
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск, Россия*

Количество электроэнергии является одним из критериев улучшения условий жизни человека. С течением времени человечество пришло к выводу, что применение радиоизотопных источников является безопасной технологией получения электрической энергии. В современном обществе трудно отыскать хотя бы одну область человеческой деятельности, которая не требовала бы энергии для своего развития.

В настоящее время данные источники энергии являются более безопасными по сравнению с атомным реактором. При этом имеют ряд преимуществ, такие как компактность, огромная емкость изотопов, автономная работа (одинаковая интенсивность излучения). Одним из главных достоинств – это способность использования любых радиоактивных отходов. Принцип работы радиоизотопных генераторов состоит из преобразования тепловой энергии, которая выделяется при естественном распаде радиоактивных изотопов, в электроэнергию. Несмотря на небольшой КПД и малую выходную мощность (до нескольких сотен ватт) имеют долгий срок службы из-за отсутствия движущихся механизмов. Чаще всего используемыми изотопами являются плутоний – 238, кюрий – 244, кобальт – 60, цезий – 137, стронций – 90 и полоний – 210.

Выделим основные требования к радиоизотопным источникам: высокая биологическая защита; длительный период поддержания мощности; экономичность и простота получения изотопов.

Такие устройства нашли свое применение в космических устройствах, в радиомаяках, в метеостанциях и глубоководных аппаратах, а также на территориях, где по экономическим или техническим причинам не было возможности использовать иные источники электропитания.

В ближайшем будущем радиоизотопная энергия позволит улучшить решение задач обороны (боевые лазеры космического назначения, боевые машины, оснащенные мощными двигателями с большим ресурсом, а также спутники военного

назначения), космоса (электротеплопитания космических аппаратов) и медицины (электропитание электрокардиостимуляторов). Используя изотопы, накопившиеся в результате работы АЭС, человечество сможет частично решить проблему захоронения радиоактивных отходов и энергетические проблемы (дистанционное снабжение Земли и космическое производство энергии).

Таким образом, в скором времени при интенсивном развитии энергетики появятся рассредоточенные источники энергии не высокой мощности, однако с высоким КПД, экологически чистые в эксплуатации и удобные в обращении.

Литература

1. Магомедов, А. М. Нетрадиционные возобновляемые источники энергии / А. М. Магомедов. – Махачкала: ИПО «Юпитер», 1996. – 245 с.
2. Калинин, Ю. Я. Нетрадиционные способы получения энергии / Ю. Я. Калинин, А. Б. Дубинин. – Саратов: СПИ, 1983. – 70 с.
3. Баскаков А.П. и др. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии: учебник для вузов/ А.П. Баскаков, В.А. Мунц. – Москва: Издательский Дом «БАСТЕТ», 2013. – 368 с.

БЫСТРАЯ ЭНЕРГЕТИКА

А.В. Попова

ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск, Россия

В наш стремительно развивающийся век ученые не могли не задуматься о более эффективных и безопасных способах добычи и преобразования энергии. В высокоразвитом обществе со все увеличивающимися потребностями встает вопрос о более рациональном использовании исчерпаемых ресурсов и защите окружающей среды. Одним из плодов размышлений и трудов ученых стала идея реактора на быстрых нейтронах, которая уже крепко закрепила свои позиции в настоящем и будущем ядерной энергетики. Попробуем разобраться, какие

преимущества предлагает нам так называемая «быстрая энергетика».

Рассмотрим, для начала, что происходит внутри привычных нам реакторов на тепловых (медленных) нейтронах. В них идет самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер урана. Под действием одного нейтрона одно ядро урана делится на два осколка с испусканием уже нескольких нейтронов. Нетрудно представить, как последние попадают в соседние ядра урана, и реакция стремительно набирает ход. Однако следует уточнить: под действием таких нейтронов делятся только ядра урана-235. Содержание этого изотопа в природе всего около 0,7 %, а в обогатённом ядерном топливе 4-5 %. Все остальное—это уран-238, который под действием тепловых нейтронов не делится и участия в производстве электроэнергии не принимает.

Давайте теперь разберемся, какие же, собственно, нейтроны являются медленными, а какие—быстрыми? Испускаемые при делении ядра урана-235 нейтроны изначально движутся очень быстро и лишь затем, проходя через воду, являющуюся теплоносителем, они замедляются и становятся медленными, или, так называемыми, тепловыми нейтронами.

Медленные нейтроны вызывают деление только лишь ядер урана-235. Ученые же выяснили, что под действием быстрых нейтронов уран-238 тоже делится, а также поглощает быстрые нейтроны с образованием плутония-239, который может быть использован в качестве ядерного топлива.

Однако теперь возникает новая проблема: оставаться нейтронам быстрыми мешает вода. Ее нужно заменить более подходящим теплоносителем. Наибольшее применение в этом получил натрий—он не замедляет нейтроны и обладает множеством преимуществ. Например, чтобы разогреть в качестве теплоносителя воду до нужной температуры, в корпусе реактора и трубопроводах требуется создание высоких давлений. Натрий можно смело разогревать до температур около 600 °С, и давление в реакторе поднимется чуть выше атмосферного.

Вернемся же к нашим быстрым нейтронам. Для запуска такого реактора необходимо топливо, состоящее из диоксида

урана (UO_2), обогащенного по урану-235 до 17-26 %. В активной зоне происходит деление последнего (а в дальнейшем и наработанного из урана-238 плутония-239). Далее, в зоне воспроизводства, находящейся вокруг активной зоны, уран-238 ловит быстрые нейтроны и превращается в плутоний-239, т.е. здесь происходит наработка нового топлива-его называют МОХ-топливом (от англ. mixed oxides – смешанные оксиды) - оно представляет собой смесь диоксидов плутония и урана ($PuO_2 + UO_2$). Таким образом, реактор на быстрых нейтронах может производить новое топливо для реакторов на медленных нейтронах. Это замкнутый топливный цикл, в котором в полезную работу уходит практически 100% урана. Самое интересное-такой реактор способен производить больше топлива, чем потребляет. Израсходовав 100 килограммов делящегося изотопа, можно получить 120-130 килограммов свежего ядерного топлива. Если выделить весь уран из накопившегося на земле отработавшего ядерного топлива (а его около 250 000 тонн) и получить из него плутоний, то нового топлива хватит на тысячелетия, тогда как запасов природного урана хватит не более чем на 100 лет.

Преимущества реакторов на быстрых нейтронах очевидны, однако затраты на массовое внедрение новой технологии не оправданы, пока существующая технология стабильна, а ресурсы не исчерпаны. Но, бесспорно, реакторы на быстрых нейтронах - это большой шаг вперед, это будущее ядерной энергетики.

Литература

1. ОАО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов» [Электронный ресурс]: [офиц. сайт]. – URL: <http://www.niiar.ru>

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

ИССЛЕДОВАНИЯ КАЧЕСТВА СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ПРИВАРКИ УЗЛА КОЛЛЕКТОРА К ПАТРУБКУ ПАРОГЕНЕРАТОРА ПГВ 1000 МЕТОДОМ СКАНИРУЮЩЕЙ КОНТАКТНОЙ ПОТЕНЦИОМЕТРИИ

В.Г. Бекетов¹, В.И. Сурин², А.Е. Дембицкий¹,

А.А. Абу Газал², А.И. Алвахеба²

¹ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск, Россия

²НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия

Главная причина повреждения сварных соединений приварки узла коллектора к патрубку парогенератору ПГВ 1000 связана с образованием трещин различной ориентации и протяженности. По заключению специальных ведомственных комиссий и технических советов повреждение коллекторов парогенераторов вызвано совокупным воздействием напряжений на уровне предела текучести и коррозионно-активной среды на металл коллектора, выполненного из стали 10ГН2МФА [1]. Установлено, что, во многих случаях, трещины зарождаются на поверхности кармана коллектора и развиваются в сторону наружной поверхности узла по механизму замедленного деформационного коррозионного растрескивания.

Если на стадии технологической сборки коллектора и контроля выполнения сварного соединения (№111) в заводских условиях операции проверки с помощью методов неразрушающего контроля регламентированы и хорошо отлажены, то в условиях эксплуатации необходимый мониторинг технического состояния сварного соединения еще недостаточен. По этой причине коррозионные трещины удастся обнаружить только при проведении профилактических и ремонтных работ. В связи с этим возникает задача разработки высокоэффективного автоматизированного метода

неразрушающего контроля в условиях проведения ППР и эксплуатации парогенератора.

Метод сканирующей контактной потенциометрии [2] использован нами при проведении электрофизического неразрушающего контроля сварных соединений приварки узла коллектора к патрубку парогенератору ПГВ 1000 в Ресурсном центре НИЯУ МИФИ на площадке АО «АЭМ-Технологии» «Атоммаш» в г. Волгодонск. Для этого были разработаны и изготовлены адаптированные измерительные устройства, необходимые для контроля зоны сварного соединения с шириной 60...70 мм и длиной около 3770 мм.

Потенциометрические измерения выполнены на программно-аппаратном комплексе мобильной диагностической системы, размещенной на ноутбуке Asus X554L [3]. Для проведения измерений в режиме ручного детектирования был разработан программируемый амплитудный дискриминатор измерительных сигналов с регулируемой шкалой амплитудной дискриминации в диапазоне 40 дБ. Узкополосный фильтр позволяет настраивать дискриминатор по амплитуде, начиная с уровня десятых микровольт, с шагом 0,1 мкВ, широкополосный – от единиц и до десятков милливольт. Измерительная система управляется OS Windows, частота дискретизации измерений составляет 1 Гц.

Литература

1. А.Н. Разыграев, Н.П. Разыграев, И.А. Диков. «Исследование и практика выявления трещин замедленного деформационного коррозионного растрескивания»//Дефектоскопия,- Екатеринбург 2017.
2. В.И. Сурин, З.С. Волкова, Р.А. Денисов, В.Д. Мотовилин, Н.В. Рейн. «Методы электрофизической диагностики и контроля реакторного оборудования»// Глобальная ядерная безопасность – М. 2016.
3. А.А. Абу Газал, П.С. Джумаев, А.В. Осинцев, В.И. Польский, В.И. Сурин. «Использование метода сканирующей контактной потенциометрии в физико-механических испытаниях материалов» // Новые материалы – Материалы инновационной

энергетики: разработка, методы исследования и применение.–
М. 2017.

ИССЛЕДОВАНИЕ СТАТИСТИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК СИГНАЛОВ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ПЕРЕКОМПЕНСАЦИИ НЕЙТРОННОГО ПОЛЯ НА РЕАКТОРЕ БН-600

*П.С. Пауков, А.О. Скоморохов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Российская атомная отрасль является одной из передовых в мире по уровню научно-технических разработок в области проектирования реакторов, ядерного топлива, опыту эксплуатации атомных станций, квалификации рабочего персонала АЭС.

Одной из важнейших задач в атомной энергетике является обеспечение надёжной и безопасной эксплуатации АЭС. Особое внимание уделяется своевременному определению уровня разгерметизации тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов). Для установления наличия и местоположения сборки, содержащей негерметичный ТВЭЛ, применяются методы контроля герметичности оболочек (КГО). Они проводятся как во время работы реакторной установки (РУ), так и после ее останова.

Проведение контроля герметичности оболочек методом перекомпенсации нейтронного поля на реакторе БН-600 [1] является важным методом определения местоположения негерметичных тепловыделяющих сборок (ТВС), потому что данный метод позволяет определить примерное местоположение негерметичных ТВС на работающем реакторе и, тем самым, позволяет сократить область поиска при выполнении работ на остановленном реакторе. Таким образом уменьшается время простоя реактора и снижаются потери прибыли.

При проведении перекомпенсации нейтронного поля производятся измерения большого числа параметров.

Целью работы является исследование статистических характеристик сигналов при проведении перекомпенсации нейтронного поля на реакторе БН-600. Данная задача является актуальной, так как всегда важно понимать, что получается в результате измерений. В плане исследования статистических характеристик выявляются неочевидные закономерности и особенности, которые представляют интерес при анализе этих данных. Примером таких закономерностей и особенностей являются сигналы датчиков, установленных на реакторе БН-600 при проведении разных микрокомпаний.

В ходе исследования было установлено, что изменение фонового уровня по данным шести ДЗН объясняется изменением нейтронного поля после перегрузок топлива, а также приращения каждого датчика на движение каждого КП или АР имеют нормальное (гауссовское) распределение, что свидетельствует об отсутствии дефектов в период проведения проанализированных перекомпенсаций.

Литература

1. Скоморохов, А.О., Лукьянов, Д.А. Методика локализации дефектных ТВС при проведении штатных перекомпенсаций в реакторе БН-600/ А.О. Скоморохов, Д.А. Лукьянов // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2007 — № 3, вып.1. - С. 120129.

ДИАГНОСТИКА В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ МЕТОДОМ ВИХРЕВЫХ ТОКОВ

¹А.Е. Вебер, Вебер¹ В.А., Дильман² В.Л.

¹ТТИ НИЯУ МИФИ, Трехгорный, Россия

²ФГАОУ ВО «ЮУрГУ (НИУ)», Челябинск, Россия

Одна из важнейших проблем обеспечение безопасной и эффективной эксплуатации объектов использования атомной энергии. Активно разрабатываются и внедряются различные приборы и системы для диагностики оборудования и трубопроводов реакторных установок. Одним из методов для

обнаружения дефектов и аномалий в различных изделиях является метод вихревых токов. Основная особенность практической реализации МВТ обусловлена наличием составляющих в сигнале от различных параметров ОК. С одной стороны, многопараметровость является существенным преимуществом по сравнению с другими методами НК, а с другой стороны, значительно усложняет процесс выделения информации о каждом интересующем параметре. Те параметры, которые не представляют интереса, являются неконтролируемыми параметрами или мешающими факторами. Отделение в информационном сигнале от влияния мешающих факторов, зачастую приводит к ухудшению метрологических характеристик и значительному усложнению аппаратной части измерительных приборов, базирующихся на МВТ. Так например, рассматривая структурную схему прибора ВЭ-26НП (Рис.1) [0], видно что узлы 1-5 являются аналоговые.

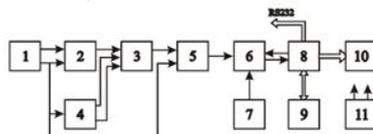


Рис 1. Структурная схема ВЭ-26НП

1 автогенератор; 2 преобразователь; 3 усилитель-сумматор; 4 компенсатор; 5 фазометр; 6 коммутатор; 7 термометр; 8 блок процессорный; 9 блок памяти; 10 блок индикации; 11 блок питания.

Задача решаемая данным прибором является двухпараметровой, несложной с точки зрения поведения годографов. Контролируемый параметр – электропроводность объекта контроля (ОК), мешающий фактор – зазор между датчиком и ОК (криволинейность контролируемой поверхности). Пределы допускаемой относительной погрешности измерителя 3% и 2% соответственно для исполнений /4, /6, /4-6 и /5, /4-5. МВТ реализует несколько этапов (процессов) преобразования сигналов при формировании измерительной информации, а именно:

- формирование зондирующего магнитного поля;
- возбуждение в ОК вихревых токов;

- преобразование поля вихревых токов (ВТ) в магнитное поле реакции ОК;
- суперпозиция двух полей воспринимается датчиком либо как ЭДС самоиндукции в измерительной обмотке (для трансформаторного), либо как внесённое комплексное сопротивление ($Z_{вн}$) (для параметрического). Формирование информационного вектора.;
- первичная обработка информационного вектора;
- пост-обработка, формирование и выдача измерительной информации.

Приведённое значение погрешности не кажется беспричинным. Последние два этапа преобразования подвержены постоянной модификации в связи с развитием технологий производства радиоэлектронных средств и методов обработки сигналов. Современный приборный парк оснащён цифровыми электронными компонентами (АЦП, ЦАП, DSP, МК), реализуя последние два этапа с минимальными потерями в метрологических характеристиках. Пример виртуализированного прибора представлен в работе [2] для параметрического преобразователя, изображен на Рис2.

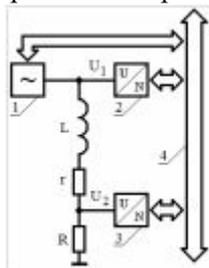


Рис 2. Виртуализированный прибор вихретокового контроля
 1 – генератор; 2,3 – АЦП; 4 – Цифровой канал связи с ПК;
 L, r – Индуктивность датчика с активными потерями в катушке.

Вектор развития средств и принципов достаточно полно изложен в [1]. Последующий этап в развитии средств НК базирующихся на методе ВТ – широкое внедрение многопараметрового контроля с использованием принципов

математического моделирования, что позволит перейти к томографическим методам контроля и прогнозированию состояния ОК.

Литература

1. Структуроскоп вихрековый вэ-26мп. Руководство по эксплуатации Иа 2.778.013 рэ

2. Клюев В. В., Федосенко Ю. К., Мужичкий В. Ф. — Вихрековый контроль: современное состояние и перспективы развития. ISSN 1562-322х. Технология машиностроения. 2008. № 1 стр. 53

3. А.В.Егоров, С.С.Поляков, С.В. Иваков Измерительно-вычислительный комплекс для определения удельной электропроводности и магнитной проницаемости методом вихревых токов УДК 620.179.14 Ползуновский вестник № 2 2010 стр. 129.

РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ И ИЗМЕРЕНИЕ ОТКЛОНЕНИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ ОТ ВЕРТИКАЛИ РЕАКТОРОВ ЭГП-6

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

Цель работы – повышение безопасности ядерных энергетических установок, продление 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. От состояния конструкционных материалов зависит главным образом безопасная работа ядерного реактора.

Под действием радиационного облучения и температуры в процессе длительной работы канального ядерного реактора происходит изменение физических свойств металла и графита. 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].

Необходимо проводить измерения искривления графитовой кладки, чтобы избежать обжатия и заклинивания канала, иначе это может привести к полной неработоспособности блока.

Лабораторное исследование УЗ датчиков.

Сигнал от ультразвукового датчика (или инклинометра) передавался дефектоскоп, аналоговый сигнал с УД2-12 передавался на АЦП, цифровой сигнал с АЦП передавался на ПК, на котором программа PicoScore строила диаграммы, с помощью интерфейса измерял углы.

Система контроля предназначена для контроля искривления и диаметра ячеек графитовой кладки реакторов ЭГП-6 в двух, взаимно перпендикулярных плоскостях, в процессе проведения планово-профилактических и капитальных ремонтов.

Для проведения работ по контролю геометрических параметров ячеек графитовой кладки зонд, входящий в состав системы, нужно перемещать вдоль оси ячеек графитовой кладки при помощи штанги, подвешенной к кран-балке или при помощи спуско-подъёмного устройства [1].

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

В проекте описаны основные устройства, необходимые для автоматизации системы, их краткие характеристики. Для используемых устройств рассчитаны погрешности, приемлемые для проведения измерений параметров ТК и графитовой кладки. Рассчитаны расходы на создание системы.

Исходя из того, что система измеряет геометрические параметры графитовой кладки и отклонение технологических каналов, она является обязательной системой для диагностики состояния элементов АЗ реактора канального типа.

ЛИТЕРАТУРА

1. Трофимов А.И., Минин С.И., Каленишин М.Г., Нахабов А.В. Автоматизированная система контроля геометрических параметров графитовых ячеек реакторов ЭГП-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. – 230с.

ИСПЫТАНИЯ АУСТЕНИТНОЙ СТАЛИ X18H10T НА РАЗРУШЕНИЕ С ПОМОЩЬЮ СКАНИРУЮЩЕЙ КОНТАКТНОЙ ПОТЕНЦИОМЕТРИИ И ДИФРАКЦИИ ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ

А.А. Абу Газал¹, Г.Д. Бокучава², И.В. Папушкин², В.И. Сурин¹
¹НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия
²ЛНФ ОИЯИ, г. Дубна, Россия

Приведены результаты физико-механических испытаний на разрушение стали X18H10T в интервале приложенных напряжений 100÷750 МПа, полученные синхронно с помощью двух экспериментальных методов: сканирующей контактной потенциометрии и дифракции тепловых нейтронов.

Эксперименты по дифракции нейтронов проводились на фурье-стресс-дифрактометре ФСД на импульсном реакторе ИБР-2 в ЛНФ ОИЯИ (Дубна) [1, 2]. Образец подвергался внешней одноосной нагрузке растяжения *in situ* в нейтронном

пучке с помощью нагрузочной машины LM-29. При этом детекторами при углах рассеяния $2\theta = \pm 90^\circ$ регистрировались дифракционные спектры при каждом значении нагрузки на образце. Деформации для всех наблюдаемых рефлексов (hkl) определялись из относительных смещений дифракционных пиков. При нагрузках свыше 400 МПа деформация материала носила пластический характер, при этом наблюдалось заметное уширение дифракционных пиков из-за увеличения плотности дислокаций в материале. Кроме того, в области пластических деформаций при нагрузках свыше 650 МПа в аустенитной матрице наблюдалось образование фазы α' -мартенсита.

Потенциометрические измерения выполнены с помощью настольного прибора *Spectroelph-FRR*, предназначенного для спектрального анализа электрических сигналов [3]. Прибор работает совместно с программно-аппаратным комплексом мобильной диагностической системы, размещенной на ноутбуке *Asus X554L*. Для проведения измерений в режиме автоматизированного детектирования был разработан программируемый амплитудный дискриминатор (ПАД) измерительных сигналов с регулируемой шкалой амплитудной дискриминации в диапазоне 40 дБ. Дискриминатор отсекает значения амплитуды сигнала, превышающие заданный уровень, что позволяет исследовать распределение поверхностного электрического потенциала на разных масштабных уровнях. Узкополосный фильтр позволяет настраивать ПАД по амплитуде, начиная с уровня десятых микровольт, с шагом 0,1 мкВ, широкополосный – от единиц и до десятков милливольт. Измерительная система управляется *OS Windows*, частота дискретизации измерений составляет 1 Гц.

Для изучения деформационной активности поверхности и образующихся при растяжении образца волн поверхностной деформации использовали метод частотно-временного анализа. Построены спектрограммы для всех нагрузок, дающие значение энергии сигнала в частотно-временной окрестности выбранной точки. Анализ хребтов спектрограмм проводили на основе вычислений мгновенных частот. Для преобразований Фурье с окном в качестве оконной функции использовали функцию

Гаусса. Координаты локализации хребтов спектрограммы определяли по алгоритму нахождения мгновенной частоты с применением преобразования Фурье. Для расчетов число точек по временной оси выбиралось от 200 до 300, ширина частотного окна варьировалась в пределах от 5 до 100 условных единиц.

Литература

1. G.D. Bokuchava, V.L. Aksenov, A.M. Balagurov et al, «Neutron Fourier diffractometer FSD for internal stress analysis» // Materials Science & Processing,- Germany, 2002.
2. Г.Д. Бокучава, А.М. Балагуров, И.В. Папушкин и др., «Нейтронный фурье-дифрактометр ФСД для исследования остаточных напряжений в материалах и промышленных изделиях»// Поверхность. Рентгеновские, синхротронные и нейтронные исследования,- М. 2010.
3. V.I. Surin, A.A. Abu Ghazal, E.V. Voloshin, E.Y. Telnov, D.O. Titovets, «Device's for measuring contact surface stress»// Journal of Advanced Research in Technical Science, -North Charleston 2017.

МОДЕРНИЗАЦИЯ УСТРОЙСТВА НАКОПЛЕНИЯ И ОБРАБОТКИ ИНФОРМАЦИИ НЕЙТРОННОГО АНАЛИЗАТОРА РАСТВОРА

И.С. Крюков, К.А. Мухамедов, Д.В. Козырь
АО «Научно-исследовательский институт технической физики
и автоматизации», г. Москва

Большинство атомных электростанций (АЭС) в России оборудованы реакторными установками типа ВВЭР [1]. В реакторах данного типа одним из важнейших параметров контроля является концентрация бора-10 в теплоносителе первого контура. Вследствие высокого сечения поглощения тепловых нейтронов, изменение концентрации борной кислоты приводит к изменению реактивности в реакторах ВВЭР. Таким образом, борная система регулирования предназначена для

компенсации медленных изменений реактивности и поддержания реактора в критическом состоянии [2].

В настоящее время все российские и зарубежные АЭС, имеющие реакторные установки типа ВВЭР, оснащаются нейтронными анализаторами раствора (НАР), разработка которых осуществляется в НИИТФА. НАР включает в себя датчик с блоком электроники предварительной обработки, расположенным в непосредственной близости от трубопровода первого контура, и устройства накопления и обработки информации (УНО) (Рис.1.).

Существенными недостатками используемых в настоящее время приборов является устаревание материальной базы УНО, невозможность замены некоторых его частей в силу сокращения их числа на рынке, а также использование иностранных комплектующих, что в рамках импортозамещения является недопустимым. Таким образом, появилась потребность в создании нового прибора, разработка которого сейчас ведется в НИИТФА.

Существенное преимущество разрабатываемого прибора заключается в переходе от архитектуры на основе готовых промышленных блоков к устройству на базе единой печатной платы с микроконтроллером в качестве основного управляющего устройства. Названное техническое решение позволяет исключить избыточность используемой системы.



Рис. 1. Устройство накопления и обработки информации информационно-измерительной системы NAR-12M

Использование микроконтроллера вместо промышленного компьютерного блока позволяет оптимизировать аппаратное программное обеспечение и использовать операционную систему реального времени (ОСРВ), с помощью которой реализуется высокоскоростная работа прибора, которая обеспечивается за счет доступа к ресурсам критических по времени систем реального времени [3].

Одним из важных решений также является вынесение электронных компонентов предварительной обработки из корпуса датчика в отдельное устройство. Таким образом, уменьшаются габаритные размеры датчика, исключается влияние повышенной температуры теплоносителя на характеристики блока электроники, а, следовательно, и на результаты измерений.

Учитывая выше перечисленное, разрабатываемая версия УНО будет обладать высокой надежностью и заделом на модернизацию в будущем. Гибкость исполнения программной и схемотехнической архитектур УНО позволяет использовать его

не только в составе НАР, но и в рамках других измерительных комплексов, разрабатываемых в НИИТФА.

Литература

1. Официальный сайт ГК «Росатом». О Росатоме. Атомная отрасль России. URL: <http://www.rosatom.ru/about-nuclear-industry/atomnaya-otrasl-rossii/>
2. С.Б. Выговский, Н.О. Рябов и др. Физические и конструкционные особенности ядерных энергетических установок с ВВЭР: учебное пособие – М.: НИЯУ МИФИ, 2011. – 376 с.
3. И.Б. Бурдонов, А.С. Косачев, В.Н. Пономаренко. Операционные системы реального времени стр. 1-98// Препринты Института системного программирования РАН, Препринт 14, 2006 г.

РАСПОЗНАВАНИЕ АКУСТИЧЕСКИХ СИГНАЛОВ В ЗАДАЧАХ ДИАГНОСТИКИ

*Рябцева В.В.¹, Скоморохов А.О.²
ИИТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Целью данной работы является исследование эффективности современных методов и программных средств для решения задач диагностики по акустическим шумам.

В работе использовались данные по распознаванию пола диктора на основе анализа записей речи [1]. Выборка состояла из 3168 реализаций акустического сигнала, по которым было оценено 20 различных признаков. Данные были разбиты на обучающую и проверочную последовательности в соотношении 80 и 20%.

В предыдущей работе рассматривался алгоритм дерева классификации. Точность распознавания для которого представлена в табл.1. Из таблицы видно, что точность распознавания составила 96.8% для первого класса и 97.5% для второго класса.

В данной работе использовался метод опорных векторов.

Таблица 1

Точность распознавания

Точность распознавания алгоритма дерева классификации		
Класс	1	2
1	306	10
2	8	308

Таблица 2
Точность распознавания

Точность распознавания метода опорных векторов		
Класс	1	2
1	309	6
2	7	311

Вычисления проводились параллельно в Dyalog APL [2] и R [3]. Для преобразования пространства использовалась радиально-базисная функция. Оптимизация параметров выбранной функции и построение модели происходила в R - библиотека `libsvm` из пакета `e1071`[4].

Точность распознавания представлена в табл.2. Таким образом, точность распознавания составила 97.7% для первого класса и 98.1% для второго класса.

Положительное влияние на точность распознавания оказали следующие процедуры:

- Нормирование переменных
- Применение радиально-базисной функции в качестве ядерной
- Кросс-проверка для оптимизации параметров функции (γ, C)

Дальнейшим направлением работы является применение исследованного метода для построения алгоритмов акустической диагностики течи теплоносителя для реакторов типа ВВЭР.

Литература

1. <https://www.kaggle.com/primaryobjects/voicegender>
2. <https://www.dyalog.com>
3. <https://www.r-project.org>

ЦИФРОВОЙ МНОГОКАНАЛЬНЫЙ ОБНАРУЖИТЕЛЬ СИГНАЛОВ, С ПРИМЕНЕНИЕМ ЦИФРОВЫХ ФИЛЬТРОВ ВЫПОЛНЕННЫЙ НА ПЛИС

*С.А. Котов, А.В. Руденко
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

В настоящее время широкое распространение получили системы мониторинга окружающей среды, основанные на технологии передачи телеметрической информации от различных датчиков. Например, существующие в настоящее время автоматизированные системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) наблюдают за состоянием радиационного фона в больших городах. Однако, такие системы чрезвычайно дороги из-за большой удалённости точек контроля от центрального поста сбора информации, так как передача информации осуществляется по проводам.. Существенно удешевить такую систему можно путем её перевода на беспроводные технологии передачи информации. Существенной проблемой для широкого внедрения беспроводных технологий является искажение окружающей средой передаваемой информации при передаче её по радио на большие расстояния. Применение современных методов цифровой обработки сигналов позволяют решить эту проблему [1].

Основным элементом современного радиоприёмника телеметрической информации является обнаружитель сигналов [2], который позволяет выделить маломощный полезный сигнал на фоне сильных помех.

Структурная схема разрабатываемого обнаружителя показана на рисунке 1.

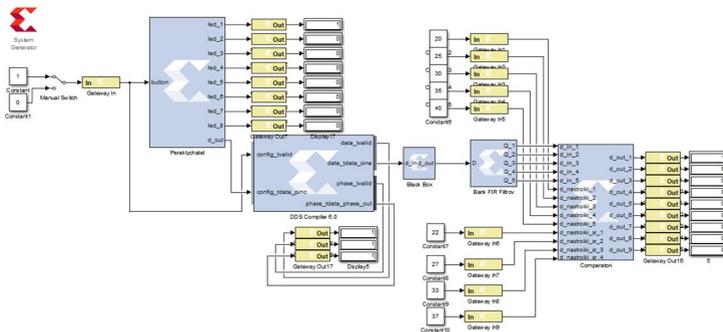


Рис. 1 – Структура обнаружителя сигналов

Обнаружитель осуществляет перенос спектра сигнала в низкочастотную область, в которой выделение сигнала происходит при помощи набора простых в реализации цифровых КИХ-фильтров.

В процессе работы над обнаружителем были рассчитаны параметры необходимых цифровых фильтров и, на их основе, была разработана модель обнаружителя в программе MATLAB. Проверка работы модели показала её хорошее совпадение с теорией, что позволяет перейти к следующему этапу – построению реального прототипа на базе программируемой логической матрицы.

Литература

1. Environmental data collection and similar radio links to provide one-way message transfer:
2. How to cover a maximum area with battery-powered transmitters? R.Dielmann, V.Genrich and H.Mayer Genitron Instruments GmbH, Frankfurt, Germany
3. Цифровая обработка сигналов: Второе издание. Пер. с англ. – М.: ООО «Бином-Пресс», 2006 г. – 656 с.: ил./Ричард Лайонс

ВЫЯВЛЕНИЕ СКРЫТЫХ ОСОБЕННОСТЕЙ В БОЛЬШИХ МАССИВАХ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ДАННЫХ АЭС

*Челебиев Р.А., Скоморохов А.О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В работе проведен углубленный анализ эксплуатационных данных реактора ВВЭР-1000 КАЭС. Массив данных включает 3556 показаний 19 датчиков по четырем ГЦН.

На основе вычисления собственных чисел корреляционной матрицы показаний датчиков была выдвинута гипотеза о наличии двух скрытых факторов, порождающих наблюдаемые измерения. Результат факторного анализа [1] приведен на рисунке 1.

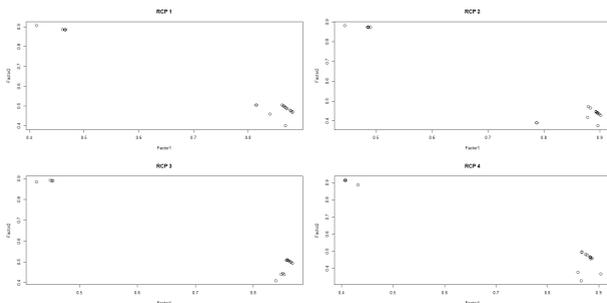


Рис. 1. Нагрузки датчиков 4 ГЦН на 2 скрытых фактора

Состояния всех ГЦН описываются двумя факторами при этом второму фактору соответствуют показания датчиков 7, 12, 13, 14 и 15, а первому - все остальные. Полученный результат говорит о том, что показания 19 датчиков контроля состояния ГЦН порождаются двумя скрытыми факторами.

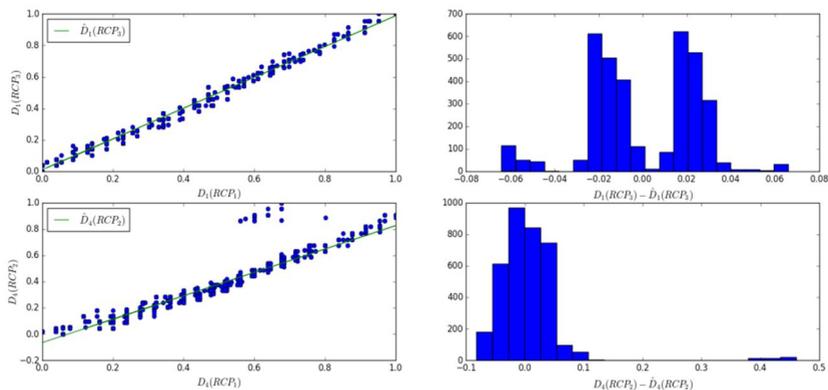


Рис. 2. Зависимость показаний четвертого датчика ГЦН 2 от ГЦН 1

Далее по каждому из 19 показаний датчиков строилась робастная линейная регрессионная модель между всеми возможными парами насосов. Применялся метод RANSAC (*RANdom SAMple Consensus*), реализованный в Python библиотеке scikit-learn [2].

С целью автоматизации вычислений был написан Python-скрипт. Для каждой модели создавались графики: показания датчиков разных пар ГЦН; график зависимости отклонений показаний датчиков от полученной робастной линейной модели и гистограмма этих отклонений. Примеры графиков показаны на рисунке 2.

В ходе данного анализа было выявлено, что функционирование ГЦН 1 и 3 не отличается друг от друга, а работа ГЦН 2 и 4 отлична от них (см. рис. 2). Указанная особенность характерна для большинства датчиков первого фактора (кроме 6, 10, 11) и нарушается на всех признаках второго фактора.

Литература

1. Venables, W. N., and B. D. Ripley. 2002. *Modern Applied Statistics with S*. Fourth. New York: Springer.
2. Pedregosa, F., G. Varoquaux, A. Gramfort, V. ть Michel, B. Thirion, O. Grisel, M. Blondel, et al. 2011. "Scikit-Learn: Machine

АНАЛИЗ ЭЭГ СИГНАЛОВ ДЛЯ ПРЕДСКАЗАНИЯ СОСТОЯНИЯ ПРИ ДИАГНОСТИКЕ

*Филатов А.А., Скоморохов А.О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Информация о состоянии объектов контроля может быть получена в процессе их работы путем анализа шумовых сигналов. Примерами таких сигналов могут служить сигналы ЭЭГ в случае контроля состояния человека [1]. Одно из перспективных направлений решения этой проблемы – применение методов шумовой диагностики. На данный момент, широкое распространение в диагностике получили методы интеллектуального анализа данных [2].

Целью данной работы является – исследование эффективности современных методов и программных средств решения задач шумовой диагностики на примере работы с реальными наборами данных.

В данной работе решалась задача классификации (распознавания) сигналов ЭЭГ. Данные сигналы [3] сняты с 10-ти студентов колледжа, в тот момент, когда они смотрели 10 типов обучающих видео разноплановый характера. После просмотра видео студент оценивал уровень своего понимания темы видео по шкале 1-7. Эти метки в дальнейшем, были нормализованы на 0 и 1. Предварительно данные сигналы были разбиты на выборки к которым были приписаны соответствующие метки и вычислены признаки. Далее методами обучения с учителем, к каким относиться метод деревьев решений, строилась модель для предсказания этих меток.

Деревом решений называют представленный в виде ациклического графа план, по которому производится классификация объектов, описанных набором атрибутов, по некоему целевому атрибуту. В задаче классификации шумовых

сигналов признаками являются характеристики этих сигналов (например, среднее значение), а целевым атрибутом – класс к которому относится сигнал.

Существует различные критерии выбора наилучших признаков при формировании вершины дерева. В ходе построения дерева критерием являлась чистота вершины (Deviance), которая вычислялась по формуле (1):

$$D_i = -2 \sum_j n_{ij} \log_2 p_{ij} \quad (1)$$

где, i – индекс вершины, j – индекс класса, p_{ij} – доля представителей j -го класса в i -ой вершине, n_{ij} – количество представителей.

В результате, по построенной модели удалось с приемлемой точностью (70%) распознать классы просмотренных роликов.

Дальнейшим направлением работы будет применение опробованных методов в задачах технической диагностики на АЭС.

Литература

1. А.В. Сидоренко. Электроэнцефалографические сигналы как сложные нелинейные колебания отражающие процессы головного мозга. (С: Радиотехника и электроника. 2006).

2. А.А. Баргесян, М.С. Куприянов, И.И. Холод. Анализ данных и процессов 3-е издание. (С: БХВ-Петербург. 2009).

3. Сигналы ЭЭГ [сайт]. Режим доступа: <https://www.kaggle.com/wanghaohan/eeg-brain-wave-for-confusion> (Дата обращения 05.10.2017).

\

ПРИМЕНЕНИЕ АЛГОРИТМА ЛОГИСТИЧЕСКОЙ РЕГРЕССИИ В ЗАДАЧАХ ДИАГНОСТИКИ

*Е.С. Горенков, А.О. Скоморохов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Прикладные программы и инструменты диагностических информационных систем позволяют автоматизировать рабочий процесс и совершенствовать методы диагностирования. Ключевыми задачами интеллектуального анализа данных являются классификация, регрессия, предсказание и др. В работе исследовался метод логистической регрессии.

Логистическая регрессия – инструмент для решения задачи распознавания [1]. Для решения задач использовалась следующая логистическая функция (1):

$$P = \frac{e^t}{1 + e^t} \quad (1)$$

$$t = p_0 + p_1x_1 + p_2x_2 \dots + p_mx_m \quad (2)$$

где, P – выходное (предсказанное) значение, полученное из модели логистической регрессии, t – регрессионная модель (2).

Без логистической регрессии и ROC- анализа – аппарата для анализа качества моделей – немисливо построение моделей в медицине и проведение клинических исследований. В последние годы логистическая регрессия получила распространение в скоринге для расчета рейтинга заемщиков и управления кредитными рисками [2]. Поэтому, логистическую регрессию и ROC-анализ почти всегда можно увидеть в наборе Data Mining алгоритмов.

Из сказанного выше целью работы является изучение программного обеспечения и современных методов решения задач диагностики на примере работы с фактическими данными.

В данной работе идет работа с набором данных, содержащим информацию по диагностике сахарного диабета [3].

В массиве данных присутствовали 392 объекта (пациентки), каждый из которых описывался девятью признаками, такими как: концентрация плазмы-глюкозы в крови, кровеносное давление, толщина кожи, индекс массы тела, возраст, число беременностей, содержание сыворотки инсулина, наличие диабета в роду. Все данные являются числовыми, а задача представляет собой распознавание больных сахарным диабетом. Все расчеты проводились в программной среде R [4].

При расчете логистической регрессии и ROC анализа использовались функции из пакетов stats [5] и ROCR [6]. По итогу найдены значимые параметры (Glucose, Body Mass Index, Diabetes Pedigree Function), в большей мере влияющие на конечный результат, так-же оценены ошибки первого и второго рода, и рассчитана точность модели, которая составила 86%.

Полученные результаты показывают перспективность использования алгоритма логистической регрессии в задачах диагностики объектов и будут применены при разработке алгоритмов диагностирования АЭС.

Литература

1. Барсегян, А.А. Степаненко В.В. Технологии анализа данных: Data Mining 2-е издание, (БХВ-Петербург, 2007.);
2. Владимир Р. Data Mining, или Интеллектуальный анализ данных для занятых.
3. Pima Indians Diabetes Data Set [сайт]. Режим доступа: <https://archive.ics.uci.edu/ml/datasets/Pima+Indians+Diabetes> (Дата обращения 04.03.17)
4. The R Project for Statistical Computing [сайт]. Режим доступа: <https://www.r-project.org/> (Дата обращения 07.03.17)
5. The R Stats Package [сайт]. Режим доступа: <https://stat.ethz.ch/R-manual/R-devel/library/stats/html/00Index.html> (Дата обращения 08.03.17)
6. ROCR [сайт]. Режим доступа: <http://rocr.bioinf.mpi-sb.mpg.de/> (Дата обращения 08.03.17)

НАСТРОЙКА ПАРАМЕТРОВ АВТОМАТИЧЕСКИХ РЕГУЛЯТОРОВ ЭНЕРГООБЛОКОВ АЭС С ПОМОЩЬЮ АНАЛИТИЧЕСКИХ ТРЁНАЖЕРОВ

*Володин В.С., Толоконский А.О.
НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*

Для выполнения основного назначения АЭС – выработки электроэнергии – предназначена АСУ ТП АЭС. Одной из её основных функций является управление технологическими процессами в оборудовании энергоблока посредством автоматических регуляторов (АР), обеспечивая оптимальность процесса выработки электроэнергии. В стационарных режимах АР обеспечивают поддержание регулируемых параметров в заданных пределах, а в переходных обеспечивают определённые показатели качества управления.

Схемы АСУ ТП, в частности законы регулирования, реализуются на программно-техническом комплексе (ПТК) ТПТС. Приборные стойки функциональных модулей осуществляют сбор и первичную обработку входных аналоговых и дискретных сигналов от датчиков технологических параметров, выполняют необходимые вычисления, а также осуществляют автоматическое регулирование и автоматическое и дистанционное управление такими исполнительными механизмами, как насос, задвижка, соленоид, выключатель, регулируемая арматура. С помощью модулей можно осуществлять линейное и импульсное регулирование, что позволяет реализовать П, ПИ, ПИД законы управления.

Несмотря на долгую историю развития и большое количество методик синтеза параметров, процесс настройки ПИД-регуляторов имеет определённые сложности. Алгоритмы настройки ПИД-регуляторов хорошо развиты только для линейных систем, для которых объекты управления представляются в виде моделей первого или второго порядков с задержкой. Существуют системы управления, к которым

предъявляются высокие требования по качеству регулирования. Модели соответствующих объектов управления описывают процессы аналогично реальным физическим объектам. Как правило, они описываются нелинейными дифференциальными уравнениями. Параметры ПИД-контроллеров в таком случае после приближённой настройки по аппроксимированной модели корректируются на практике. Примером такого объекта являются энергоблоки АЭС. Параметры автоматических регуляторов АЭС после конструкторских расчётов синтезируются в процессе наладки блоков.

Авторы предлагают производить синтез параметров автоматических регуляторов с помощью математических моделей, реализуемых на программно-технических комплексах. Данные модели носят название аналитических тренажёров. Аналитический тренажёр (АТ) - программно-технический моделирующий комплекс, предназначенный для подготовки и поддержания квалификации оперативного персонала блочного щита управления/блочный пульт управления атомной станции с использованием полномасштабной математической модели энергоблока, функционирующей в режиме реального времени. С помощью АТ можно проводить различные исследования физики реакторной установки, а также работы технологического оборудования соответствующего блока. Предлагается разработать соответствующие алгоритмы настроек параметров регуляторов и соответствующее программное обеспечение, реализующее их.

Для обеспечения регулирования, соответствующего требуемым показателям качества, необходима информация о динамическом поведении объекта. Процесс получения математического описания объекта на основе экспериментально полученных сигналов на его входе и выходе называется идентификацией. Как известно, идентификация может быть структурной (ищется структура математического описания объекта) или параметрической (для известной структуры находят значения параметров, входящих в уравнения модели) [1]. В случае с контурами регулирования на АЭС – например, поддержание уровня в компенсаторе давления или уровня

питательной воды в парогенераторе – структурная математическая модель объектов известна из конструкторской документации. Энергоблоки хоть и являются типовыми (общий проект реакторной установки), но имеют уникальные особенности – они различаются с точки зрения технологических характеристик оборудования реакторной установки и технологического оборудования, служащего для обеспечения управления процессом выработки электроэнергии, поэтому для каждого блока разрабатывается собственный АТ, используемый для обучения оперативного персонала.

Для каждого блока есть возможность производить настройку автоматических регуляторов с помощью АТ, разработанного для соответствующего блока. Индивидуальные характеристики оборудования обосновывают необходимость процедуры параметрической идентификации, то есть идентификации параметров модели, в процессе настройки контроллеров. Данный подход позволяет осуществлять настройку регуляторов без нарушения технологических процессов, протекающих при наладке блока, и экономических потерь, возникающих при итерационной подстройке регулирующих устройств.

Литература

1. Денисенко В.В. Компьютерное управление технологическим процессом, экспериментом, оборудованием. – М.: Горячая линия-Телеком, 2009. – 608 с.

АВТОМАТИЗАЦИЯ АНАЛИЗА ТЕРМОГРАФИЧЕСКИХ ИЗОБРАЖЕНИЙ ПРИ ДИАГНОСТИКЕ СОСТОЯНИЯ СОТОВЫХ КОНСТРУКЦИЙ

Д.Ю.Русаков, А.О.Скоморохов

*АО«ОНПП«Технология» им. А.Г.Ромашина», г. Обнинск,Россия¹,
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия²*

Активный тепловой метод относится к наиболее достоверным и наименее трудоемким методам контроля и диагностики трехслойных композиционных конструкций с сотовым наполнителем, включая задачу определения

содержания воды. В сравнении с альтернативным рентгеновским методом, тепловой метод безопасен для оператора, позволяет получить удовлетворительный результат за меньшее время и позволяет оперативно менять параметры контроля для повышения его качества.

Для реализации метода в полевых условиях, которая бывает необходима при контроле воздушных судов в процессе эксплуатации достаточно наличие тепловизора и источника нагрева. В качестве источника нагрева может быть использована металлогалогенная лампа, тепловая пушка, катушка индуктивности и др.

В общем случае в результате активного теплового контроля получают массив из n термограмм с разрешением $X \times Y$ пикселей. Проявление дефектных областей на термограммах обусловлено различной скоростью роста температуры поверхности дефектной и бездефектной областей контролируемого объекта.

Обычно при работе вне лаборатории оператор производит оценку качества по термомограмме из полученного массива, на которой температурный сигнал дефекта (разность между температурой дефектной и бездефектной областей) максимален.

Целью данной работы является автоматизация процесса анализа результатов активного теплового контроля при обнаружении воды в трехслойных сотовых конструкциях.

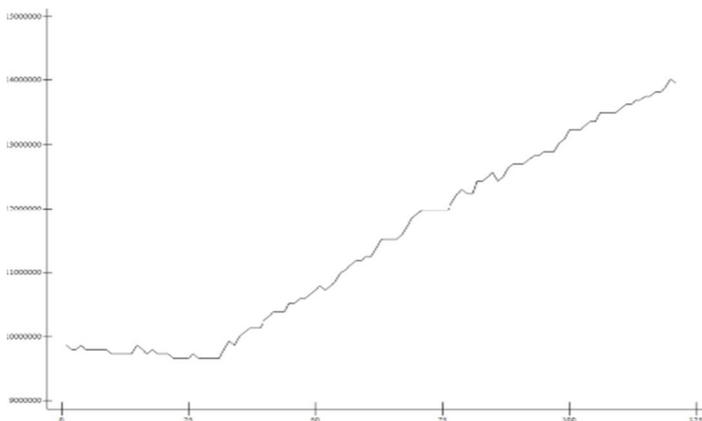


Рис.1. График роста температуры точки с координатами x, y

Для решения поставленной задачи проводилось преобразование тепловых изображений в числовые матрицы, элементами которых являются значения яркости в градации серого каждого из пикселей теплового изображения. Далее из числовых матриц формировался трехмерный числовой массив, размерности $n \times X \times Y$, где X, Y -координаты каждой из точек контролируемого изделия, n -координата, связанная со временем нагрева. Таким образом, если выбрать точку с координатой (x, y) , то можно построить график зависимости температуры этой точки от времени (рис.1).

Для дальнейшего преобразования применялся робастный метод оценки наклона, основанный на вычислении медианы всех возможных частных углов наклона графика роста температуры. Из полученных значений медиан восстанавливалась термограмма с разрешением равным разрешению первоначальных термограмм массива. Таким образом, была получена термограмма, описывающая весь процесс нагрева, каждая точка, которой несет в себе информацию не о температуре поверхности объекта, а об интенсивности роста температуры.

Для автоматизации построения термограммы интенсивности была написана программа в среде языка программирования Dyalog APL.

Таким образом, был разработан новый подход к анализу результатов активного теплового контроля, позволяющий оптимизировать процесс расшифровки термографических изображений, полученных в результате проведения контроля активным тепловым методом.

РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ И АЛГОРИТМОВ СПЕКТРАЛЬНОГО АНАЛИЗА ДАННЫХ ДЛЯ ВИБРОШУМОВОЙ ДИАГНОСТИКИ ДИЗЕЛЬ- ГЕНЕРАТОРНЫХ УСТАНОВОК НА АЭС

Д.А. Распопов, П.А. Белоусов

Контроль за техническим состоянием дизель-генераторной установки (ДГУ) является необходимым условием для обеспечения надежного функционирования систем безопасности АЭС, где виброшумовая диагностика является важным методом, используемым для контроля за техническим состоянием ДГУ.

Выбранная тема является актуальной, поскольку ДГУ на АЭС во время аварийных ситуаций, связанных с обесточиванием, обеспечивают аварийное электроснабжение потребителей второй категории, имеющих в своем составе важные системы безопасности, основной функцией которых является ограничение последствий возможных аварий. Если не будет произведен своевременный запуск ДГУ, то авария, связанная с обесточиванием может привести к крупной катастрофе и непоправимым последствиям, например, как на АЭС «Фукусима-1».

Совершенствование и разработка методов обработки и анализа диагностических данных виброшумовой диагностики является важнейшей задачей для обеспечения качественной и надежной работы ДГУ на АЭС.

Цель работы заключалась в разработке методов и алгоритмов спектрального анализа данных для виброшумовой диагностики ДГУ на АЭС.

Для разработки методов и алгоритмов спектрального анализа данных для виброшумовой диагностики был проведен эксперимент, целью которого являлась звуковая запись на компьютер с помощью акустических датчиков шума работы двигателя в двух различных режимах (на повышенных оборотах и холостом ходу). В качестве АЦП использовалась внешняя звуковая карта. Для обработки полученных данных использовался язык программирования MATLAB. Объектом контроля была взята стационарная ДГУ Champion DG 12E номинальной мощностью 10кВт.

После проведения эксперимента удалось получить 2 группы данных, в каждой из которых находилось по 4 сигнала с

каждого микрофона. С помощью программного обеспечения MATLAB были построены временные реализации сигналов во время работы двигателя на холостых и повышенных оборотах.

Для обработки и синхронизации сигналов с акустических датчиков использовался корреляционный анализ. После проведения синхронизации и корреляционного анализа сигналов с акустических датчиков, был проведен их спектральный анализ. С помощью преобразования Фурье в MATLAB были построены спектры акустических сигналов для каждого режима работы двигателя

Основная задача заключалась в том, чтобы найти зависимость количества оборотов от частоты акустических колебаний. В результате построения графика такой зависимости была выявлена ее линейность по МНК.

В дальнейшем имеется возможность предсказания числа оборотов от частоты звуковых колебаний при создании виброшумового паспорта объекта, что и будет продемонстрировано в докладе, как основа для диагностического признака работоспособности ДГУ.

Литература

1. Букринский, А. М. Аварийные переходные процессы на АЭС с ВВЭР: производственно-практическое издание / А. М. Букринский. - М.: Энергоиздат, 1982. - 142 с.: ил.
2. Зорин В.М. Атомные электростанции Учебное пособие. — М.: Издательский дом МЭИ, 2012. — 672 с.: ил.

РАЗРАБОТКА УЛЬТРАЗВУКОВОГО УСТРОЙСТВА ИЗМЕРЕНИЯ НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ МЕТАЛЛА СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ТРУБОПРОВОДОВ ДУ300 КМПЦ РЕАКТОРА РБМК-1000

*А.В. Захаров, С.И. Минин
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В процессе сварки трубопроводов и технологического оборудования образуются остаточные сварочные напряжения.

Воздействие радиационного облучения, давления, температуры приводит к изменению физических свойств металла. Кроме того, эксплуатационные напряжения накладываются на остаточные в результате чего происходит образование несплошностей в сварных соединениях. Необходимо заблаговременно находить несплошности материала и прогнозировать, как будут развиваться эти несплошности. Выделять области где наиболее вероятно быстрое развитие дефектов. Наиболее распространенным методом контроля несплошностей сварных соединений элементов ядерных реакторов является ультразвуковой метод.

Целью моей работы была разработка ультразвукового устройства измерения напряженного состояния металла сварных соединений трубопроводов Ду300 КМПЦ реактора РМБК-1000

В качестве исследовательского оборудования был взят дефектоскоп с УЗ датчиками. Дефектоскоп был подключен к осциллографу для оцифровки полученных результатов и вывода их на монитор компьютера. Далее проводилась оценка полученных данных с помощью программного обеспечения, предоставляемого в комплекте с осциллографом.

После сбора необходимых данных производится расчет напряжений по формулам. При расчетах используются акустоупругие коэффициенты, которые рассчитывают экспериментально для каждого материала на специальных разрывных стендах.

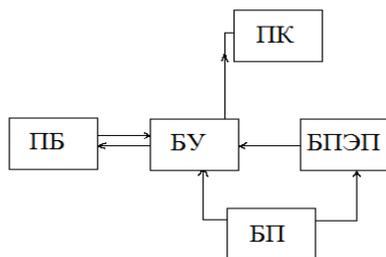


Рис. 1. Функциональная схема ультразвукового устройства

Устройство состоит из пяти блоков, каждый из которых имеет и выполняет свои задачи; это блоки (рис. 1):

— БП: блок питания с фильтрами;

— ПБ: блок перемещения установки вдоль объекта контроля, в который входят шаговые двигатели, их драйвера, энкодеры и концевые выключатели;

— БУ: блок управления и приема информации;

— БПЭП: блок наклонных преобразователей;

— ПК: персональный компьютер.

В результате было разработано устройство, которое проводит измерение остаточных напряжений. Оно решает следующие задачи:

- Автоматизация процесса сбора данных для уменьшения, затрачиваемого на это времени;

- Определение наличия остаточных напряжений путем экспериментальных измерений времени прохождения продольных и поперечных волн сигнала;

- Определение участков с наибольшими значениями остаточных напряжений исходя из расчетов;

- Хранение полученных данных на ПК;

- Возможность представить полученные данные в виде дифракционной картинки или диаграммы величины остаточных напряжений с помощью дополнительного программного обеспечения.

Литература

1. Гузь А.Н., Махорт Ф.Г., Гуца О.И. Введение в акустоупругость. – Киев: Наукова думка, 1977. – 151 с.;
2. Алешин Н.П. Лупачев В. Г. Ультразвуковая дефектоскопия: Справочное пособие – Минск: Вышэйша школа, 1987.

ОТРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ПРОЦЕССА ИЗГОТОВЛЕНИЯ И ПАСПОРТИЗАЦИЯ УЛЬТРАЗВУКОВЫХ ПЬЕЗОЭЛЕКТРИЧЕСКИХ ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЕЙ ДЛЯ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО КОНТРОЛЯ

На сегодняшний день атомная энергетика получила широкое развитие во многих отраслях. В России эксплуатируются реакторы нескольких типов, одним из них является РБМК - 1000.

Конструкции активной зоны ядерного реактора работают в условиях нейтронного облучения, высокой температуры и воздействия рабочей среды, что приводит к изменению параметров их состояния и, как следствие, может привести к изменению способности выполнять свои функции.

Технологические каналы (ТК) реактора под действием радиационного излучения и температуры претерпевают деформацию, что, в свою очередь, может привести к уменьшению «зазора» между ТК и графитовой кладкой, а также заклиниванию ТК. При этом в металле ТК создаются механические напряжения, которые могут привести к разрушению ТК [1].

Основной задачей диагностики является своевременное обнаружение изменения геометрических параметров и состояния металлоконструкции.

Для решения такой задачи на предприятии ООО «Пролог» была разработана система ИСТК-5М, которая предназначена для измерения геометрических параметров технологических каналов и каналов СУЗ (система управления защитой) контрольных реакторов [2]. Для данной системы было необходимо разработать ультразвуковые преобразователи.

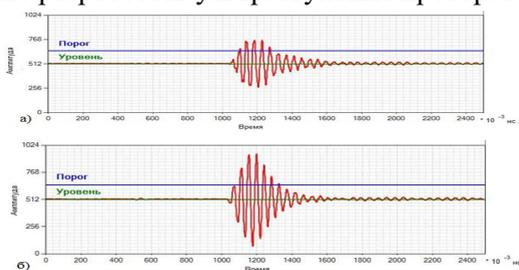


Рисунок 1. а) отклик преобразователя без согласования пьезокерамики с колебательным контуром; б) отклик преобразователя с согласованием пьезокерамики с колебательным контуром

В данной работе проведен технологический процесс изготовления пьезоэлектрических преобразователей в составе измерительного зонда системы ИСТК-5М. Выполнены работы по улучшению амплитудных характеристик путем электрического согласования пьезокерамики с колебательным контуром генератора импульсов (рисунок 1), повышена разрешающая способность ПЭП, путем добавления порошка вольфрама в демпфирующую смесь, выбрана оптимальная толщина слоя для достижения минимальных потерь энергии, при прохождении волны через границу раздела двух сред. Изготовлен паспорт на каждое изделие и разработаны технические условия.

Литература

1. Абрамов В.Я., Абрамов М.И., Авдеев В.И. и др. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. Изд. 2-е, испр. и доп. / под общей редакцией Петрова А.А. - М.: ОАО «НИКИЭТ», 2013. – 632 с.
2. Руководство по эксплуатации ШФВИ.ИСТК-5М «Система внутриреакторных измерений геометрических параметров канальных реакторов»

ПРОЕКТИРОВАНИЕ УСТАНОВКИ ВОЗДУХОФИЛЬТРИРУЮЩАЯ МАЛОГАБАРИТНАЯ МР- 45

Д.Х. Ханов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск

Целью проектирования является создание и освоение конструирования малогабаритной установки предназначенной для отбора проб радиоактивных аэрозолей, содержащихся в приземном слое атмосферного воздуха. Установка позволяет

производить автоматический отбор проб атмосферных аэрозолей и радиоактивного молекулярного йода на накопительные фильтры.

Для обеспечения большей мобильности установка обладает небольшими габаритными размерами и весом, а так же возможностью автономного электропитания и размещения на неподготовленных площадках под открытым небом.

Основным-назначением воздухофильтрующей малогабаритной установки является производство отбора проб радиоактивных аэрозолей.

Основной задачей моей работы является расчет металлоконструкции установки с целью облегчить собственный вес и сделать более пригодной установки для использования ее во всех климатических поясах с агрессивном климатом.

Установка обеспечивает:

- автоматический отбор проб атмосферных аэрозолей и радиоактивного молекулярного йода на накопительные фильтры;
- автоматическое получение данных по объему и объемному расходу атмосферного воздуха, прокачиваемого через накопительный аэрозольный или йодный фильтр, необходимых для последующей обработки результатов измерений.

В конструкции установки реализовано:

- непрерывное измерение и отображение на дисплее объема прокачиваемого воздуха через накопительный фильтр, м³;
- непрерывное измерение и отображение на дисплее объемного расхода прокачиваемого воздуха через накопительный фильтр, м³/ч;
- автоматический отбор проб атмосферных аэрозолей на накопительный аэрозольный фильтр или радиоактивного молекулярного йода на накопительный йодный фильтр.

Литература

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

2. Котиков Г. С. «Сварка и резка металлов» - Обнинск: ИАТЭ, 2000 г.

ОСОБЕННОСТИ МЕТОДИКИ РАСЧЁТА РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ МЕДИЦИНСКИХ ЛИНЕЙНЫХ УСКОРИТЕЛЕ

Фадеев М. Н.¹, Александрова О.П.², Клёнов А.Н.¹

¹НПП «ДИОНИС», г. Обнинск, Россия

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

В настоящее время при расчётах бетонной радиационной защиты отделений лучевой терапии (ОЛТ) с высокоэнергетическими медицинскими линейными ускорителями (ЛУ) проектировщики должны руководствоваться нормативным документом [1]. В Приложении 1 «Расчет радиационной защиты ускорителя» приведены рекомендации по выбору расчётной энергии: для расчёта толщин защиты используют т.н. эффективную энергию тормозного излучения ($E_{эф}$). Эффективную энергию тормозного излучения ($E_{эф}$) определяют в зависимости от энергии первичного пучка электронов (E_0), в частности: $E_{эф} = E_0/3$ при $E_0 > 15$ МэВ. Типичная, общепринятая проектным сообществом схема расчёта защиты включает режимы и сценарии облучения ЛУ с фотонным пучком, соответствующим $E_0 = 18$ МэВ. Согласно указанной рекомендации здесь, при расчёте защиты, следует принять $E_{эф} = 6$ МэВ. В то же время, по данным местных органов Роспотребнадзора, радиометрический контроль, осуществляемый в ряде ОЛТ с реализованной проектной защитой, демонстрирует значительные расхождения – до 100%: контрольные значения мощности эффективной дозы (МЭДкон) за бетонной защитой различной толщины, рассчитанные по данным радиометрии систематически, либо превышают, либо не достигают значений расчётной МЭДрасч (с $E_{эф} = 6$ МэВ), что считается неприемлемым.

Исходя из изложенного, авторами были сформулированы корректные расчётные модели транспорта излучения в

бетонных ограждениях фотонного пучка ЛУ, соответствующего $E_0 = 18 \text{ МэВ}$ – без методических ограничений Приложения 1 [1], т.е., учитывающие реальный спектр пучка (в данном случае использовался спектр пучка ЛУ Elekta Synergy (компания Elekta Group)). Расчёты проводились в постановке модели точечного источника, в приближении геометрической оптики. При расчёте транспорта излучения в защитном каньоне также использовались стандартные расчётные схемы в рамках модели геометрической оптики, но с учётом полного спектра излучения. При прохождении излучения в слоях защиты применялась модель широкого пучка для всего спектра излучения. Для основных гамма-линий, составляющих спектр пучка, была произведена проверка результатов – использованием метода Монте-Карло на базе программного кода MCNPX. Вклад вторичной нейтронной компоненты излучения ЛУ в МЭД в сравнительных результатах не учитывался, поскольку предпринятые Роспотребнадзором радиометрические исследования проводились только для гамма-компоненты, хотя эти нейтронные вклады детально рассчитаны авторами. Из полученных авторами результатов следует, что рассчитанные МЭД хорошо коррелируют с контрольными значениями. Относительное отклонение МЭДкон от МЭДрасч варьирует в интервале [14-27]%, что вполне приемлемо, имея ввиду значительные отличия принимаемых расчётных моделей облучения от реального объекта – процедурной лучевой терапии, а также особенностей систем моделируемого и реального облучателя ЛУ и некоторых условий распространения излучений.

Заключение: С целью получения реалистичных параметров радиационной защиты ОЛТ с высокоэнергетическими ЛУ во всех расчётных моделях, рекомендуемых нормативными документами, необходимо внести корректировки, связанные с учётом полного спектра терапевтического фотонного пучка.

Литература

1. Гигиенические требования к размещению и эксплуатации ускорителей электронов с энергией до 100 МэВ: Санитарные

правила и нормативы. СанПиН 2.6.1.2573-10. – М.: Роспотребнадзор. 2010.

МЕТОДЫ РАСЧЁТА ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЙ И БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЦИКЛОТРОНОВ ДЛЯ ПРОТОННОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ И ПЭТ- ДИАГНОСТИКИ

Александрова О.П.¹, Кураченко Ю.А.², Клёнов А.Н.³

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

²ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск, Россия

³НПП «ДИОНИС», г. Обнинск, Россия

Расчёты защиты центров протонной терапии (ЦПТ) с высокоэнергетическими циклотронами, с прослеживанием транспорта протонов и генерируемого ими вторичного гамма-нейтронного излучения в «толстом бетоне» методом Монте-Карло, являются весьма времени-затратными, и при непосредственном применении известных программных кодов, реализующих этот метод, могут занять до десятков месяцев. Предложена модернизация алгоритмов, позволившая резко сократить времена счёта, без потери качества решений и уровня погрешности результатов. На базе предложенных методик был рассчитана защита ЦПТ на основе циклотронного ускорителя CYCLONE-235 фирмы IBA (энергия протонов 235 МэВ, ток пучка до 300 нА): для модуля циклотрона, для процедурной фиксированного пучка (терапия опухолей глаза), для процедурных гантри (терапия опухолей различной этиологии); при этом были подробно рассчитаны поля излучений (флюенсов и мощностей нормируемых доз) внутри помещений в слоях защиты и в зонах контроля в смежных помещениях за защитой. В части полученных здесь важных результатов нужно отметить факт существенной анизотропии вторичного излучения в зонах контроля (в смежных помещениях), прилегающих к внутренним поверхностям стен помещений, указывающий на невозможность корректного использования в расчётах защиты упрощённых расчётных методик типа «моделей точечного источника».

В части расчётных исследований биологической защиты серии циклотронов для ПЭТ-диагностики стандартные вычислительные технологии, основанные на методе Монте-Карло (в данном случае реализованные на базе кода MCNPX) были дополнены авторскими разработками – детерминистическими алгоритмами расчёта транспорта излучений, что позволило расширять круг решаемых задач и значительно уменьшить времена счёта. Применительно к ряду ПЭТ-циклотронов с внешней защитой (GE PETtrace 800 серии – пучок протонов 16 МэВ; Cyclone 18/9 IBA – пучок протонов 18 МэВ), запущенных в РФ: 1) разработаны модели мишенного устройства и конструкций радиационной защиты и самого модуля циклотрона; 2) сформулированы расчётные модели и разработаны алгоритмы расчёта генерации в мишенном устройстве вторичных излучений (нейтроны, гамма-кванты); 3) рассчитаны соответствующие спектры утечки сгенерированных нейтронов и гамма-квантов с поверхностей мишенного устройства; 4) рассчитан транспорт сгенерированных нейтронов и гамма-квантов вблизи циклотрона, в конструкциях защитных ограждений, и вне их (в лабиринте служебного каньона и смежных служебных помещениях); 5) была обоснована конструкция бетонной защиты, а также конструкции защитной комбинированной двери в каньоне, учитывающая установленный авторами существенно анизотропный характер поля излучения вблизи сечения двери, включая сложный спектр тепловых-эпитепловых нейтронов здесь. На основе полученных данных сформулированы модели и рассчитана активация материала конструкции циклотронов и оценены возможные вклады в дозы облучения персонала от активированных нуклидов. Были составлены модели и рассчитана активация воздуха и пыли в объёме модуля циклотрона и оценён вклад активированных нуклидов в уровни воздушного загрязнения внутри и снаружи ПЭТ-центров. Аналогичные задачи были решены для ряда ПЭТ-циклотронов со встроенной защитой (IBA PETtrace 700s, пучок протонов 9,6 МэВ; IBA PETtrace серии 800, пучок протонов 16.5 МэВ; IBA Cyclone KIUBE, пучок протонов 18 МэВ; SIEMENS Eclipse, пучок протонов 11 МэВ).

МОДЕЛЬ ВЧ-ПЛАВИТЕЛЯ УСТАНОВОК ОСТЕКЛОВЫВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

*И.С. Масленникова, С.П. Масленников, А.Е. Новожилов
НИЯУ «МИФИ», г. Москва, Россия*

В представленном докладе приводятся результаты работ по созданию компьютерных моделей ВЧ-плавителей для оптимизации энергетических параметров установок индукционной плавки в холодном тигле (ИПХТ) при остекловывании жидких радиоактивных отходов (РАО).

Компьютерные модели созданы на основе результатов цикла теоретических и экспериментальных исследований энергетических характеристик ВЧ-плавителей в режимах, определяемых технологическими условиями эксплуатации установок [1, 2]. Разработанные физические модели элементов плавителей, учитывающие реальные условия работы схем высокочастотного электропитания установок, позволяют проводить расчетный анализ электрофизических, теплофизических и мощностных характеристик системы генератор-индуктор-тигель, оценивать условия распределения активной мощности в элементах установок.

На основе численного моделирования процессов в тигле и нагрузочном контуре плавителя выявлены функциональные связи между вносимым сопротивлением активных потерь нагрузочного контура и удельным сопротивлением расплава. Полученные результаты позволили разработать методику, которая на основе показаний штатных датчиков плавильной установки, дает возможность определять добротность нагрузочного контура, вносимое и удельное сопротивление расплава, а также рассчитывать баланс распределения активной мощности в узлах и элементах установки.

Проведенные исследования указывают на наличие граничных значений мощности, соответствующих режиму активного плавления шихты, которые зависят от состава шихты и уровня загрузки тигля. Необходимые данные о

рекомендуемых режимах работы установки могут быть оперативно получены в ходе плавки путем анализа распределения энергии в элементах генератора и добротности контура с помощью разработанной модели баланса энергораспределения в генераторе.

Созданная компьютерная модель позволяет оператору плавильной установки в диалоговом режиме рассчитывать распределение активных потерь в различных узлах и элементах генератора, а также определять оптимальные параметры расплава по двум критериям: либо по максимальной мощности, передаваемой в расплав, либо по максимальной эффективности передачи энергии. В созданной модели реализованы возможности прогнозирования изменений в режимах работы генератора при регулировке какого-либо управляющего параметра в источнике электропитания.

Компьютерная модель реализована в среде LabView, которая широко используется для разработки лабораторных виртуальных приборов, программа проста в использовании и обладает наглядностью представления результатов анализа. Она позволяет формировать базу данных о работе плавильной установки как в режиме реального времени с экспресс анализом распределения мощности установки (непосредственно в процессе плавки), так и с использованием данных из оперативных журналов ранее проведенных плавков.

Литература

1. А.В. Демин, С.П.Масленников, Э.Я.Школьников.
Энергоэффективные режимы работы установки индукционного плавления в холодном тигле для утилизации РАО Ядерная физика и инжиниринг 2011 том 2, № 5, с. 433-437
2. А.В.Демин., С.П.Масленников, Э.Я.Школьников и др.
Динамика нагрева стекломассы при поступлении в тигель шихты в процессе плавления в установках для остекловывания РАО. Ядерная физика и инжиниринг, 2013, том 4, № 8, с. 704–709

ДОЗОВЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ МИКРОИСТОЧНИКОВ НА ОСНОВЕ I-125, Cs-131, Pd-103 ДЛЯ БРАХИТЕРАПИИ ЗЛОКАЧЕСТВЕННЫХ НОВООБРАЗОВАНИЙ

Александрова О.П.¹, Кураченко Ю.А.², Клёпов А.Н.³

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

²ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск, Россия

³НПП «ДИОНИС», г. Обнинск, Россия

С целью создания эффективного расчётного инструментария применительно к широкому кругу оптимизационных и идентификационных задач микроисточниковой (МИ) брахитерапии (МИБТ), проведены следующие разработки: 1) на основе программных кодов (ПК) РОЗ-6 (1D) и КАСКАД (2D) были разработаны экономичные детерминированные (конечно-разностные – МКР) модели и алгоритмы расчёта спектрально-поточковых и дозовых характеристик (ДХ) полей излучения от МИ с ^{125}I , которые были верифицированы методом Монте-Карло (на базе ПК MCNPX); 2) изучено влияние неомогенности излучателя ^{125}I в МИ на степень анизотропии поля излучения вблизи, и вдали от него, как в воздухе, так и в ткани; 3) исследована вариативность результатов при использовании в МКР различных библиотек констант БНАБ и BUGLE-96; она оказалась сопоставима с вариативностью результатов для различных моделей МИ. Установлено: предложенные авторами детерминистские подходы к расчёту полей излучений и ДХ для МИ с ^{125}I , демонстрируют сопоставимую с методом Монте-Карло точность результатов и, в то же время, значительно большую эффективность при использовании сопоставимых вычислительных ресурсов. В процессе этих исследований: 1) определен вклад фотонов до 10 кэВ в пространственную зависимость поглощённой дозы (ПД) в ткани вблизи МИ с ^{125}I ; 2) рассчитана пространственная зависимость спектра излучения ^{125}I в процессе поглощения его в мягкой ткани; 3) рассчитан энергетический баланс для изолированного МИ IsoSeed®I-125, или нитевого МИ IsoCord® (производства Eckert

& Ziegler BEBIG GmbH, ФРГ), вычислены фракции энерговыделения в конструкционных элементах МИ.

Разработаны расчётные модели МИ, фантома тела пациента и опухолей, и методом Монте-Карло проведен численный анализ полей γ -излучения МИ на основе нуклида ^{131}Cs (МИ IsoRay Model CS-1, производитель IsoRay Medical Inc., США; в качестве носителя ^{131}Cs используется алюмооксидная нанопористая керамика), а также МИ на основе нуклида ^{103}Pd (МИ TheraSeed®, Theragenics model 200, производство фирмы Theragenics Corporation, США; в качестве носителя ^{103}Pd используется графитовая таблетка) применительно к брахитерапии опухолей различной этиологии. Нужно отметить, что такие МИ в РФ пока не используются. Анализ дозовых полей проводился применительно к МИБТ рака предстательной железы (ПЖ), вблизи МИ, в ткани ПЖ, и вблизи тела пациента. Использовалась сферическая модель ПЖ с варьируемым радиусом, отвечающим диапазону реальных размеров ПЖ (с радиусами [1,35-2,35] см. В расчётах по коду MCNPX использовались библиотеки данных, восходящие к известному семейству *ENDF/B-IV, V, VI*. Расчёт транспорта излучения реализовывался по модели «*continuous slowing-down model*», поэтому было принято «поточечное» представление коэффициентов пересчёта флюенса γ -квантов в дозы. Рассчитываемые функционалы: флюенсы γ -квантов в ткани и воздухе, ПД, и все нормируемые (по НРБ-99/2009) ДХ – мощности доз внешнего облучения. При анализе полей излучения от МИ в опухолях, для всех принятых расчётных вариантов (включая вариацию радиуса опухоли от 0 до 2,35 см), рассчитаны пространственные распределения ПД в объёмах опухолей, в ткани, а также нормируемые ДХ в воздухе. ПД внутри фантома тела (внутри объёмных источников и их окрестности) получены в зависимости от расстояния от центра источника, а нормируемые ДХ вне фантома – в зависимости от расстояния до поверхности фантома, в интервале [10-100] см от поверхности тела.

ПРИМЕНЕНИЕ ЛАЗЕРНЫХ ДАТЧИКОВ В ИЗМЕРЕНИИ ПРОФИЛЯ ВНУТРЕННЕЙ ПОВЕРХНОСТИ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ РЕАКТОРА РБМК-1000

*Д.А. Нугуманов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск, Россия*

В процессе эксплуатации реакторной установки РБМК-1000 под воздействием нейтронного облучения и напряженного температурного режима каналные трубы и графитовая кладка меняют геометрические размеры и физико-механические свойства, а так же претерпевают значительные структурные изменения. А именно: Уменьшается диаметр отверстия (распухание) и высота графитового блока (усадка). Между ТК и графитовой кладкой впоследствии возникает контактное давление, которое приводит к уменьшению диаметрального зазора в системе ТК - графитовая кладка и, как следствие, к искривлению каналов. Лазерные датчики – одно из наиболее популярных решений, в которых заинтересован современный рынок. Данные устройства обладают высокой точностью измерений. Лазерный тип измерений наиболее подходящий для выполнения работ внутриреакторного контроля при сканировании неровных поверхностей, так как отсутствует необходимость контакта измерителя с объектом измерения.

Литература

1. Н.А. Доллежалъ, И.Я. Емельянов – Канальный ядерный энергетический реактор. Атомиздат.

НАСТРОЙКА ПАРАМЕТРОВ АВТОМАТИЧЕСКИХ РЕГУЛЯТОРОВ ЭНЕРГООБЛОКОВ АЭС С ПОМОЩЬЮ АНАЛИТИЧЕСКИХ ТРЁНАЖЕРОВ

*В.С. Володин, А.О.Толоконский
НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*

Для выполнения основного назначения АЭС – выработки электроэнергии – предназначена АСУ ТП АЭС. Одной из её основных функций является управление технологическими процессами в оборудовании энергоблока посредством автоматических регуляторов (АР), обеспечивая оптимальность процесса выработки электроэнергии. В стационарных режимах АР обеспечивают поддержание регулируемых параметров в заданных пределах, а в переходных обеспечивают определённые показатели качества управления.

Схемы АСУ ТП, в частности законы регулирования, реализуются на программно-техническом комплексе (ПТК) ТПТС. Приборные стойки функциональных модулей осуществляют сбор и первичную обработку входных аналоговых и дискретных сигналов от датчиков технологических параметров, выполняют необходимые вычисления, а также осуществляют автоматическое регулирование и автоматическое и дистанционное управление такими исполнительными механизмами, как насос, задвижка, соленоид, выключатель, регулируемая арматура. С помощью модулей можно осуществлять линейное и импульсное регулирование, что позволяет реализовать П, ПИ, ПИД законы управления.

Несмотря на долгую историю развития и большое количество методик синтеза параметров, процесс настройки ПИД-регуляторов имеет определённые сложности. Алгоритмы настройки ПИД-регуляторов хорошо развиты только для линейных систем, для которых объекты управления представляются в виде моделей первого или второго порядков с задержкой. Существуют системы управления, к которым предъявляются высокие требования по качеству регулирования. Модели соответствующих объектов управления описывают процессы аналогично реальным физическим объектам. Как правило, они описываются нелинейными дифференциальными уравнениями. Параметры ПИД-контроллеров в таком случае после приближённой настройки по аппроксимированной модели корректируются на практике. Примером такого объекта являются энергоблоки АЭС. Параметры автоматических

регуляторов АЭС после конструкторских расчётов синтезируются в процессе наладки блоков.

Авторы предлагают производить синтез параметров автоматических регуляторов с помощью математических моделей, реализуемых на программно-технических комплексах. Данные модели носят название аналитических тренажёров. Аналитический тренажёр (АТ) - программно-технический моделирующий комплекс, предназначенный для подготовки и поддержания квалификации оперативного персонала блочного щита управления/блочный пульт управления атомной станции с использованием полномасштабной математической модели энергоблока, функционирующей в режиме реального времени. С помощью АТ можно проводить различные исследования физики реакторной установки, а также работы технологического оборудования соответствующего блока. Предлагается разработать соответствующие алгоритмы настроек параметров регуляторов и соответствующее программное обеспечение, реализующее их.

Для обеспечения регулирования, соответствующего требуемым показателям качества, необходима информация о динамическом поведении объекта. Процесс получения математического описания объекта на основе экспериментально полученных сигналов на его входе и выходе называется идентификацией. Как известно, идентификация может быть структурной (ищется структура математического описания объекта) или параметрической (для известной структуры находят значения параметров, входящих в уравнения модели) [1]. В случае с контурами регулирования на АЭС – например, поддержание уровня в компенсаторе давления или уровня питательной воды в парогенераторе – структурная математическая модель объектов известна из конструкторской документации. Энергоблоки хоть и являются типовыми (общий проект реакторной установки), но имеют уникальные особенности – они различаются с точки зрения технологических характеристик оборудования реакторной установки и технологического оборудования, служащего для обеспечения управления процессом выработки электроэнергии, поэтому для

каждого блока разрабатывается собственный АТ, используемый для обучения оперативного персонала.

Для каждого блока есть возможность производить настройку автоматических регуляторов с помощью АТ, разработанного для соответствующего блока. Индивидуальные характеристики оборудования обосновывают необходимость процедуры параметрической идентификации, то есть идентификации параметров модели, в процессе настройки контроллеров. Данный подход позволяет осуществлять настройку регуляторов без нарушения технологических процессов, протекающих при наладке блока, и экономических потерь, возникающих при итерационной подстройке регулирующих устройств.

Литература

1. Денисенко В.В. Компьютерное управление технологическим процессом, экспериментом, оборудованием. – М.: Горячая линия-Телеком, 2009. – 608 с.

СЕКЦИЯ V ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ИЗУЧЕНИЕ СОДЕРЖАНИЕ ТОКОФЕРОЛА В ХВОЕ ПОТОМКОВ СОСЕН, ОБЛУЧЁННЫХ В РЕЗУЛЬТАТЕ ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АВАРИИ

А.В. Перькова^{1,2}, П.Ю. Волкова²

¹ - *Институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

² – *ВНИИ радиологии и агроэкологии, г. Обнинск*

Потомки растений, перенёсших острое радиационное воздействие в ближний период Чернобыльской аварии, дают уникальную возможность для изучения трансгенерационных эффектов радиационного воздействия. Вопрос об изменениях состояния антиоксидантной системы у потомков облучённых сосен представляет исследовательский интерес. Токоферол является важным компонентом антиоксидантной системы растений и выполняет защитные функции в мембранах митохондрий и хлоропластов.

В качестве объекта исследований использовали саженцы сосны обыкновенной (*Pinus sylvestris* L.), являющиеся вторым поколением деревьев, испытавших острое радиационное воздействие в первый период после Чернобыльской аварии.

Пробоподготовка. Для экстракции токоферола использовали хвою контрольных деревьев и деревьев из второго послеварийного поколения. 8 хвоинок с одного дерева гомогенизировали в фарфоровой ступке в 1 мл холодного метанола. Чтобы избежать окислительной деградации токоферола, на всех этапах прободготовки необходимо было поддерживать определённую температуру. Для этого использовали охлаждающий штатив (CoolBox). После этого суспензию подвергали ультразвуковой обработке в течение 15 с, используя ультразвуковой гомогенизатор Sonipuls mini20 (BANDELIN, Германия). После обработки суспензию помещали в холодильник на мини-шейкер 3D типа «Sunflower»

(«Biosan», Латвия) на 20 мин. По истечении 20 мин суспензию центрифугировали 4 мин при 14500 об/мин на мини-центрифуге MiniSpin («Eppendorf», Германия). Затем надосадочную жидкость отделяли и переносили в чистые вials.

Ультравысокоэффективная жидкостная хроматография. Для определения токоферола в процессе работы были подобраны оптимальные условия градиентного элюирования. Качественный и количественный анализ экстрактов проводили на высокоэффективном жидкостном хроматографе Shimadzu LC-30 (Shimadzu, Япония) с диодно-матричным детектором SPD-M20A (Shimadzu). Начальные условия элюирования были следующими (Таблица 1): элюент (А) – метанол + хлороформ (4:1); элюент (В) – метанол + вода (3:1) + 10 мМ CH_3COONa . Температура термостата колонки составляла 40°C, скорость потока элюента – 0,3 мл/мин в течение всего времени разделения. Качественное и количественное определение пиков проводилось при длине волны 272 нм.

Для идентификации и количественного анализа токоферола применяли метод внешних стандартов, основанный на соотношении пиков проб и стандартов.

Статистическая обработка данных. Анализ экспериментальных данных проводили, используя Microsoft Office Excel 2007 и Statistica 8.

Для апробации разработанной методики был проведён предварительный анализ содержания токоферола в хвое контрольных сосен и в хвое деревьев второго послеаварийного поколения. Было проанализировано 8 контрольных деревьев и 26 потомков.

С использованием W-критерия Шапиро-Уилка было показано, что экспериментальные данные распределены отличным от нормального распределения образом, поэтому для обработки данных использовали непараметрические критерии. Проверка на значимость различий средних показателей содержания токоферола в контроле и в группе потомков проводилась с помощью однофакторного дисперсионного анализа и U-критерия Манна-Уитни. Полученные результаты представлены в таблице 1.

Таблица 1

Содержание токоферола в хвое потомков облущённых сосен и в контрольных деревьях.

Наименование образца	Среднее содержание токоферола, мкМ	Проверка на значимость (p-value)	
		Дисперсионный анализ	Критерий Манна-Уитни
Контроль	$1,25 \pm 0,59$	0,20	0,45
Потомки	$0,69 \pm 0,16$		

Основываясь на полученных результатах, можно сделать вывод, что содержание токоферола в контроле и потомках не имеет значимых отличий. Однако следует отметить, что данная оценка является предварительной и для более точной оценки содержания токоферола в исследуемых деревьях необходимо увеличить объём выборки и количество повторностей с одного дерева (биологические репликации), а также проводить два закола из одной виалы (технические репликации).

ИССЛЕДОВАНИЕ ГЕНЕРАЦИИ ВОДОРОДА АЛЮМИНИЙСОДЕРЖАЩИМИ КОМПОЗИЦИЯМИ С БОРНОЙ КИСЛОТОЙ

*В.А. Суворов, А.А. Салахова, В.И. Белозеров, В.К. Милинчук,
А. И. Фирсова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Образование водорода, риск горения и взрыва водорода, взаимодействие водорода с конструкционными материалами (водородное охрупчивание) представляют собой сложную проблему обеспечения водородной безопасности и надежности ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с водным теплоносителем типа ВВЭР и РБМК.

Основные источники водорода в контурах ЯЭУ известны [1]. Однако в перечне источников не учитывается процесс образования водорода при взаимодействии реакторных материалов с водным теплоносителем. Обусловлено это тем,

что реакторные материалы на основе циркония, стали, алюминия, магния и др. защищены от прямого контакта с водой и паром поверхностным слоем оксида металла, обладающим высокой коррозионной стойкостью при высоких температурах в мощных радиационных полях. Однако после удаления или при нарушении сплошности оксидного слоя активированные металлы эффективно разлагают воду на водород, о чем свидетельствуют высокие стандартные термодинамические потенциалы взаимодействия металлов с водой, например, для реакции алюминия с водой при комнатной температуре $2\text{Al} + 3\text{H}_2\text{O} (\text{ж}) = \text{Al}_2\text{O}_3 + 3\text{H}_2$ ($\Delta H^\circ = - 273$ кДж/моль, $\Delta G^\circ = - 288$ кДж/моль).

Установлено, что при удалении оксидных покрытий с поверхности алюминия химическими активаторами, например, кристаллогидратом метасиликата натрия при температурах до 100 °С, эффективно протекает водноалюминиевая реакция с образованием водорода [2]. Генерация водорода при взаимодействии водного теплоносителя с реакторными материалами сопровождается протеканием двух неблагоприятных процессов – наводороживанием металла и накоплением водорода в воздушной атмосфере.

Условием генерации водорода гидрореакционными гетерогенными композициями с борной кислотой и химическими активаторами является щелочной характер водной среды. Борная кислота устойчива в радиационных полях, не разлагается при высоких температурах, хорошо растворима в воде, в присутствие щелочей является ингибитором коррозии. Концентрация борной кислоты устанавливается в зависимости от запаса реактивности активной зоны. Введение непосредственно в теплоноситель борной кислоты приводит к снижению величины водородного показателя рН и к необходимости коррекции водного режима путем подщелачивания гидроксидом калия [3]. Установлено, что борная кислота участвует в реакциях с алюминием и химическими активаторами. Скорость и предельная концентрация водорода нелинейно зависит от количества борной кислоты, что свидетельствует о взаимодействии борной

кислоты как с алюминием, так и химическими активаторами. Обнаружение участия борной кислоты в этих реакциях расширяет представления о закономерностях химических процессов образования водорода, протекающих в водном теплоносителе реакторов типа ВВЭР с участием корректирующих добавок и примесей.

Литература

1. НП – 040 – 02. Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции.
2. 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. 2014. С. 32 – 40.
3. Б.М. Рощектаев Водно – химический режим АЭС с реакторами ВВЭР – 1000 и РБМК – 1000. Учебное пособие. М.: НИЯУ МИФИ. 2010.

РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ ПРОМЕЖУТОЧНОГО АНАЛИТИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ОРТО- ЙОДГИПСУРОВОЙ КИСЛОТЫ И ЕЕ СОЛЕЙ

¹В. А. Федосенкова, ²А.В. Капустян

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

²АО «НИФХИ им. Л.Я.Карпова», г. Обнинск, Россия

На сегодняшний день в мире большое количество людей страдают заболеваниями выделительной системы. Ранняя диагностика заболеваний позволяет проводить более эффективное лечение от злокачественных новообразований мочевого пузыря и предстательной железы. Что становится возможным благодаря различным фармацевтическим препаратам, одним из которых является радиофармацевтический препарат «о-Йодгиппурат натрия, ¹³¹I». Этот препарат используется в радиоизотопном исследовании почек и мочевыводящих путей. Основной производитель РФП «о-Йодгиппурат натрия, ¹³¹I. Раствор для

инъекций» на территории Российской Федерации – АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова».

С целью повышения качества лекарственного средства решено ввести дополнительный промежуточный контроль фармацевтической субстанции.

Для определения химической чистоты субстанции рекомендован международными фармакопеями метод высокоэффективной жидкостной хроматографии (ВЭЖХ). Анализы проводили на ВЭЖХ хроматографе Shimadzu LC-20AD с УФ-детектором Shimadzu SPD-20A.

Цель работы – адаптировать и оптимизировать методику определения химической чистоты натрия орто-йодгиппурата.

Отправной точкой для подбора условий анализа стала методика из статьи EuPha 8.0 «Sodium iodohippurate dihydrate for radiopharmaceutical preparations».

В результате выполнения работы были адаптирована и оптимизирована методика определения химической чистоты натрия орто-йодгиппурата. Для этого выбрали следующие условия анализа:

1. Для определения чистоты натрия орто-йодгиппурата методом ВЭЖХ выбрали сорбент, используемый в колонке Merck Chromolith HR RP-18e 100 × 4,6 mm.

2. В качестве подвижной фазы в хроматографическом анализе натрия орто-йодгиппурата использовали элюент на основе водного раствора ацетонитрила (ACN). Установленные объемные соотношения компонентов раствора (ACN- 45% и H₂O -55%) обеспечили снижение времени выхода натрия орто-йодгиппурата из хроматографической колонки с 2,5 минут до 2 минут.

3. Показали, что добавление к элюенту модификатора (CH₃COOH) в количестве 1 % улучшает результаты хроматографического анализа.

4. По уравнению Ван-Деемтера определили оптимальную скорость потока элюента 1,25 мл/мин. Рассмотрели возможность ускорения анализа посредством увеличения скорости потока элюента до 2 мл/мин для ручного ввода пробы и до 4 мл/мин для автоматического.

5. При сравнении разработанной методики определения чистоты натрия орто-йодгиппурата методом ВЭЖХ с Фармакопейной статьей (ФС EuPha 8.0.) показали следующие преимущества:

1) время анализа сократилось в 7 раз (с 15 минут до 2 минут);

2) повышена безопасность работы (снижена вероятность вреда здоровью оператора за счет замены метанола на ацетонитрил в составе элюэнта);

3) снижен расход растворителей с 7,5 мл (метанол) до 1,8 мл (ACN), что, в свою очередь снижает, общее количество отходов процесса изготовления медицинского препарата.

ESTIMATION METHOD OF PARTICLE SIZE DISTRIBUTION (PSD) OF RADIOACTIVE AEROSOLS BY USING INERTIAL SEPARATORS

Y. N. Husein¹, A. K. Budyka¹, D. A. Pripachkin¹
¹Nat. Res. Nucl. University MEPhI, Moscow, Russia

This paper introduces a method for estimating the particle size distribution (PSD) of radioactive aerosols by minimizing the error function, using single-cascade inertial separator by separating the spectrum of aerosol particles into fractions, and the experiment established efficiency dependency of particle deposition with the aerodynamic diameter.

An impactor was used as a single-cascade inertial separator, developed in State Research Center – Burnazyan Federal Medical Biophysical Center.

Estimation method of AMAD and geometric standard deviation (GSD) for dispersed composition of radioactive aerosols – using single-cascade has the following steps: first step is sampling aerosols on filter and measuring the activity of the particles deposited on the filter; the second one is pumping aerosol at a fixed linear velocity through a single-cascade filter for the same period of time, and also measured the activity of the particles deposited on the filter. The last

step is repeating the second again, but with a different linear velocity.

A method of evaluating particle size distribution through partitioning the original spectrum of aerosol particles into fractions was proposed in the review of Fuchs (1978) [1].

$$\eta_i^T(\mu, \sigma) = \int_0^{\infty} E_i(x) \cdot f(x, \mu, \sigma) dx, \quad i = 1..N$$

Where: $E_i(x)$ – deposition efficiency of particles with an aerodynamic diameter of x at a fixed linear speed; $f(x, \mu, \sigma)$ is the density distribution of aerosol particles from original spectrum. By dividing the spectrum into three parts η_i and comparing the calculated values η_i and theoretical η_i^T we can find the residual function $Q(\mu, \sigma)$ [2].

$$Q(\mu, \sigma) = \sqrt{(\eta_1 - \eta_1^T)^2 + (\eta_2 - \eta_2^T)^2} \quad (1)$$

The values of μ – (AMAD) and σ – (GSD), for which the function (1) has a minimum value are AMAD and GSD of original spectrum. This approach has been implemented in the method of multilayer filters, which is widely used in Russia, Budyka et al (1993) [3]. In our case, the considered approach may be applied for assessing the AMAD and GSD.

In order to determine $E_i(x)$ – deposition efficiency of particles studied have been carried out to spectrum of known aerosol particles which obtained by simulator source of aerosols in working area, typical of the nuclear industry. The study was performed on non-radioactive aerosols NaCl.

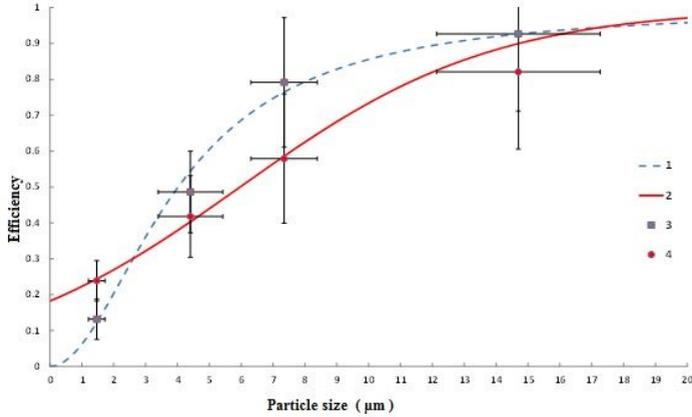


Fig. 1 dependence of deposition efficiency $E(x)$ from the particle size (aerodynamic diameter). 1, 2 - approximation 3, 4 experimental data at a flow rate 50 and 20 l / min, respectively

By knowing the dependence of $E(x)$ with aerodynamic particle diameter, we can find $\eta_i^T(\mu, \sigma)$. Then, the obtained expression $\eta_i^T(\mu, \sigma)$ puts in (1) and defines both of μ and σ corresponding to the minimum of the function $Q(\mu, \sigma)$. Determining the minimum of the function $Q(\mu, \sigma)$ analytically is impossible; therefore, to find it, we have to use numerical methods.

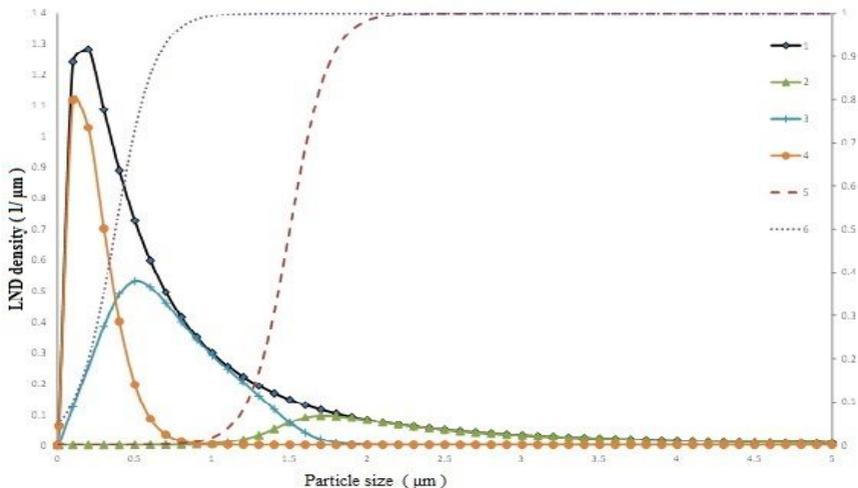


Fig.2 splitting the original spectrum LND in parts through efficiency curves. 1 - Original spectrum; 2, 3, 4 – spectra of the particles after application of the separator; 5, 6 - separation efficiency

Literature

1. N.A. Fuchs, «Aerosol Impactors: A Review in Fundamentals of Aerosol Science»// ed. Wiley & Sons, - New York, 1978
2. Y.S. Cheng and H.C. Yeh, «Theory of a screen-type diffusion battery»// J. Aerosol Sci., 1980
3. A.K. Budyka, B.I. Ogorodnikov and V.I. Skitovich, «Filter pack technique for determination of aerosol particle sizes»// J. Aerosol Sci., 1993

МОРФОМЕТРИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ ХВОИ СОСНЫ ОБЫКНОВЕННОЙ, ПРОИЗРАСТАЮЩЕЙ НА РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЁННЫХ ТЕРРИТОРИЯХ

Макаренко Е.С.¹, Удалова А.А.^{1,2}

¹ФГБНУ ВНИИ сероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии, Обнинск, Россия

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия

Сосна обыкновенная включена в число референтных растений и животных, рекомендованных Международной комиссией по радиационной защите при оценке последствий облучения для природных экосистем (ICRP, 2008).

Целью настоящей работы являлась оценка морфометрических показателей хвои сосны обыкновенной в условиях хронического радиационного воздействия.

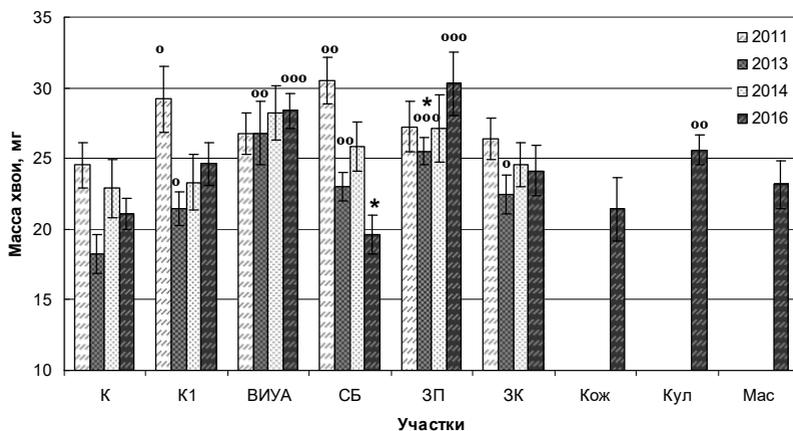


Рис. 1. Зависимость массы хвои сосны обыкновенной от участка
^o, ^{oo} и ^{ooo} - значимые отличия от контроля К, $p < 0,05$; $p < 0,01$ и $p < 0,001$; * - значимые отличия от контроля К1, $p < 0,05$

В Брянской области сбор образцов хвои проводили 4 раза в период 2011-2016 гг. на 6 участках, в 2016 г. – ещё и на 3 участках в Гомельской области. Импактные площадки Гомельской области характеризуются высокими концентрациями $^{238,239,240,241}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{90}Sr , ^{137}Cs . Расчетные значения мощности поглощённой дозы в кронах сосновых деревьев составили 0.028 (К), 0.23 (К1), 10.0 (ВИУА), 19.4 (СБ), 33.1 (ЗП), 38.6 (ЗК) мГр/год в Брянской области, 18.7 (Кож), 101.7 (Кул) и 128.5 (Мас) мГр/год в Гомельской области. Все пробные площадки характеризуются гомогенным древостоем и однородными климатическими условиями.

С каждого из 15 деревьев, выбранных на участке, собирали 20 или 40 пар двухлетних хвоинок. Оценивали следующие

морфометрические показатели хвои: длина, масса, индекс флуктуирующей асимметрии по длине и массе хвоинок.

Данные проверили на наличие выбросов, которые исключили из дальнейшего анализа. Для определения значимости различий между средними значениями длины хвои использовали t-тест Стьюдента, для остальных показателей – Манна-Уитни. На рисунке представлены средние значения и стандартные ошибки среднего.

Настоящая работа продемонстрировала, что при данном уровне радиоактивного загрязнения можно выявить увеличение флуктуирующей асимметрии длины парных хвоинок, повышение массы хвои (рис.1) при снижении её длины.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (проект №14-14-00666).

Литература

1. ICRP. Environmental protection: the concept and use of reference animals and plants // Annals of the ICRP. 2008. V. 38. № 4-6. P. 242.

ВЛИЯНИЕ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ПОЧВ КЛИНЦОВСКОГО ЛЕСНИЧЕСТВА БРЯНСКОЙ ОБЛАСТИ НА БИОЛОГИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ ТЕСТ-КУЛЬТУР – ЯЧМЕНЬ И ГОРОХ

*А.С. Филимонова, Т.В. Мельникова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

В результате аварии на Чернобыльской АЭС большая часть земельного фонда подверглась радиоактивному загрязнению.

Лесные почвы Клинцовского лесничества Брянской области попали в зону влияния радиационного фактора, действие которого нарушает экологическое равновесие в почвенном биоценозе. Также на совокупное состояние лесных биоценозов влияет качество подстилающих почв, обладающих определенными физико-химическими характеристиками.

Комплексная оценка воздействия этих почв на живые организмы является актуальной задачей. Эффективным и недорогим методом оценки является использование методов биотестирования. Большая часть научных работ направлена на исследование сельскохозяйственных угодий. Очень мало внимания уделяется лесохозяйственным землям, которые имеют не менее важное значение.

Целью настоящей работы являлось исследование влияния физико-химических свойств почв на биологические показатели тест-культур.

Для достижения цели были поставлены следующие задачи:

- Провести биотестирование исследуемых почв с использованием тест-культур – ячмень и горох;
- Оценить биологический эффект почв Клинцовского лесничества по тест-функциям гороха и ячменя: всхожесть семян, длина корней и ростков;
- Проанализировать биологическое действие на тест-культуры – ячмень и горох радиоактивно-загрязненных почв лесничества и их физико-химических показателей.

Объектом исследования были пробы почвы, отобранные в 19 кварталах Клинцовского лесничества Брянской области, и 2 образца контрольных почв (1 – лесная почва, отобранная в Национальном парке «Угра», 2 – грунт из магазина). По механическому составу все образцы разделены на 3 группы: песчаные (5 образцов), супесчаные почвы (11 образцов), легкосуглинистые (3 образца).

Исследование проводилось с использованием климатической камеры Panasonic-MLR-352-PE с программируемыми параметрами (освещенность 16 ч – день и 8 ч – ночь, температура днем 21 °С, ночью 16°С), в которую помещали контейнеры с почвой (500 г.) с посаженными в нее зернами

ячменя (100 шт.), гороха (50 шт.). По истечению 14 дней измеряли длину корня и наземной части ячменя и гороха.

Уровень фитотоксичности почвы (ФЭ) по отношению к контролю оценивали по формуле:

$$\text{ФЭ} = \frac{\text{ТФ}_{\text{контроль}} - \text{ТФ}_{\text{опыт}}}{\text{ТФ}_{\text{контроль}}} * 100\%, \quad (1)$$

где ФЭ – фитотоксический эффект, %; ТФ_{опыт, контроль} – тест-функция биологических показателей: средняя длина корня (мм), средняя длина ростка (мм) и всхожесть в опытных и контрольных образцах почвы.

Согласно полученным результатам установлен достоверный эффект угнетения роста наземной и корневой части ячменя практически для всех исследуемых почв Клинцовского лесничества и для трех почв по отдельным тест-функциям гороха.

При оценке биологического эффекта воздействия лесных почв на ячмень и горох 12 из 19 и 4 из 19 соответственно обладают статистически значимым средним и высоким фитотоксическим эффектом по различным биологическим показателям тест-культур.

Физико-химические свойства исследуемых почв (плотность рассыпного образца, полная влагоемкость, гигроскопическая влажность, содержание гумуса, содержание кальция) влияют только на отдельные биологические показатели ячменя. Статистически доказано отсутствие прямого влияния радиационного фактора на растительные объекты и наличие тенденции к зависимости по показателю мощность эквивалентной дозы в супесчаных почвах.

РАСЧЕТ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК НЕТОПЛИВНЫХ КОМПОНЕНТОВ РУ БН-1200

*Н.А.Мишуков, К.Д. Ковалев
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Оценка радиационных характеристик материалов и конструкций реакторных установок является одним из важных направлений для обоснования радиационной безопасности во время работы реактора и при выводе реактора из эксплуатации.

В «ГНЦ РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского» оценка радиационных характеристик нетопливных материалов сборок активной зоны и материалов конструкций защиты проводится с использованием программного комплекса (ПК) АСМАР[1].

Входными данными для ПК АСМАР являются [2]:

- Количество расчетных зон в сборке;
- Объёмные доли материалов в расчетной зоне;
- Поток нейтронов в расчетной зоне;
- Длительность и мощность облучения исследуемой сборки.

ПК АСМАР выдает подробную информацию по облученным нетопливным сборкам в активной зоне (и в экране):

Активность радиоактивных изотопов в материалах сборки;

Энерговыведение при радиоактивном распаде изотопов;

Спектр гамма-излучения облученной сборки;

Изменение перечисленных величин в зависимости от времени выдержки.

Для расчета и анализа радиационных характеристик нетопливных компонентов была выбрана сборка защиты внутриреакторного хранилища (ЗВРХ) тестовой модели быстрого исследовательского реактора. Расчеты и сравнение результатов были проведены для разных типов стелей. При анализе выявлены основные вкладчики в активность материалов сборки после облучения и выдержки.

Анализ полученных данных показал, что изотопы, имеющие наибольший вклад в активность (Mn^{56} , Mn^{54} , Fe^{55} , Fe^{59} , Co^{60}) на момент выгрузки из реактора, довольно быстро (до 50 лет выдержки) распадаются. Наоборот, изотопы, чей вклад незначителен в момент выгрузки (Ni^{59} , Ni^{63} , Nb^{94}), через 50 лет выдержки становятся основными источниками активности. Также выявлено существенное влияние примесей и легирующих добавок на радиационные характеристики (активность) сборки ЗВРХ, выгруженной из реактора.

В дальнейшем планируется разработать новый модуль в ПК АСМАР по расчету объемов и категорий радиоактивных отходов.

Литература

1. Попов Э.П. Программа АСМАР – расчет радиационных и экологических характеристик конструкционных и нетопливных материалов реактора / Э.П. Попов, С.В. Забродская, С.В. Гришина. Обнинск, 2010. 20с. (Препринт ФЭИ – 319)
2. Земский Е.Б. Расчет радиационных характеристик нетопливных композиций быстрого реактора. Дипломный проект, Обнинск, 2016 г.

ПРИМЕНЕНИЕ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО МЕТОДА ХАРАКТЕРИЗАЦИИ ОБЪЕМНЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ КОРАД В РАБОТАХ ПО ВЭ

*Степанов Е.А., Иванов О.П., Потапов В.Н., Семин И.А.
НИИ «Курчатовский Институт» г. Москва*

КОРАД - метод характеристики загрязнения почвы, грунта, строительных конструкций на атомных объектах гамма-излучающими радионуклидами без предварительной информации об их распределении вглубь объекта

Метод не требует точного знания о распределении нуклидов в среде, основан на определении соотношения скоростей счета спектра в области ппп и комптоновской области с учетом зависимости от глубины загрязнения.

Были проведены измерения чернобыльских выпадений Cs-137. Позднее расширение метода сделано для учета чистого слоя над загрязненным, нескольких изотопов, сделано применение для измерения загрязнения донных отложений в водоемах

Метод имеет очевидные преимущества – оперативность и определение глубины проникновения радиоактивного загрязнения.

В настоящее время активно идет применение метода для обследования конструкций и загрязненных поверхностей конструкций, выводимых из эксплуатации объектов атомной энергетики и исторических ядерных установок, в том числе экспериментальных реакторов.

Метод продемонстрировал свою работоспособность при измерениях как относительно свежих загрязнений (Чернобыль, 4-5 года после выпадений) так и исторических – более 50 лет загрязнений от аварий, при выводе из эксплуатации атомных объектов.

ЧИСЛЕННОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ МОРФОЛОГИИ ДВУХФАЗНОГО ПОТОКА В ВЕРТИКАЛЬНОМ СОПЛЕ ВЕНТУРИ

*Б.В. Балакин^{1,2}, Д.М. Кузьменков¹, К.В. Куценко¹, Ю.А. Маслов¹,
Н.А. Сапарбаева¹, В.С. Харитонов¹*

¹НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия

*² Университет прикладных наук в западной Норвегии, г. Берген,
Норвегия*

В данной работе представлены результаты численного моделирования течения газожидкостного потока через многофазный промышленный расходомер на базе вертикального сопла Вентури, оснащенного пассивным смесителем потока на основе тройника, заглушенного с одной стороны (т.н. blind-T). Модель использовалась для определения морфологии потока при условии эквивалентности концентраций каждой фазы.

Трехмерное изображение рассмотренной измерительной системы (размеры согласно ISO [1]) представлено на рис.1. Сопло состоит из трех основных частей: горизонтального трубопровода, blind-T и сопла расходомера. Кривизна на входе используется для имитации промышленного случая. Сопло состоит из конфузорной части, цилиндрического горла и диффузора. Двухфазный поток описывается моделью многофазной смеси со свободной поверхностью (volume of fluid) [2] с учетом турбулизации потока (модель k-ε), реализованной в коммерческом программном обеспечении STAR-CCM+ v.12.02.011. Регулярная 1-мм расчетная сетка, показанная на рис. 1, включает 1100000 элементарных объемов. Граничные условия: скорость (1,6 м/с) и заданный профиль

концентрации фазы (см.рис.1) на входе, давление на выходе (1 атм.), нулевая скорость и стандартные пристеночные функции ($Y^+ > 30$) на образующей. Нестационарный анализ с использованием неявной схемы, шаг по времени 1 мс.

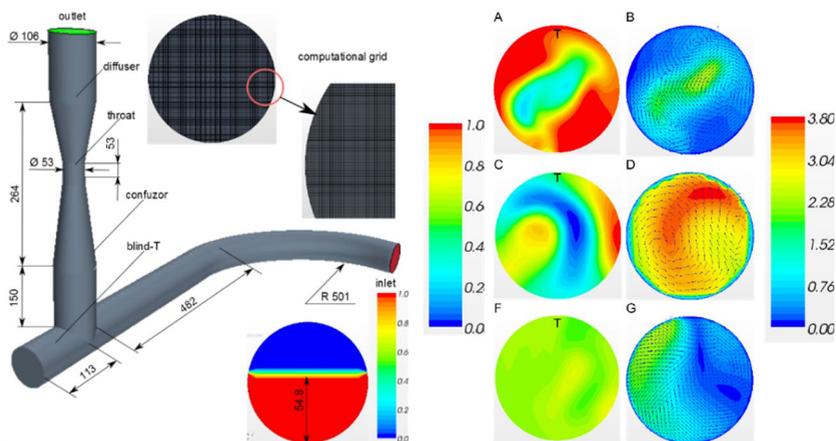


Рис. 1. Слева - геометрия процесса, вычислительная сетка и контуры объемной доли воды, определенной на входе (размеры в мм), справа – контуры объемной доли жидкости и скорости потока в поперечных сечениях конфузора, горла и диффузора

Усредненные по времени потоковые профили показаны в поперечных сечениях сопла (середина каждой части) на рис.1. Анализ морфологии потока позволяет сделать вывод о неудовлетворительном перемешивании фаз в конфузоре и горле сопла, т.к. в центре канала формируется газовый снаряд. Практически неравномерность потока может привести к значительным погрешностям в определении плотности смеси радиационными и электромагнитными методами. Поток полостью перемешивается лишь в диффузоре. Нестационарный анализ позволяет классифицировать течение как снарядное, что совпадает с данными потоковой карты для газожидкостного течения в вертикальной трубе. Это позволяет сделать вывод о частичной действительности ссылочных карт потока для устройства Вентури.

Работа выполнена в рамках программы повышения конкурентоспособности НИЯУ МИФИ, номер контракта 02.a03.21.0005

Литература

1. ISO 5167, 2003.
2. M. Manninen and V. Taivassalo. VTT Publ. 288, 3-67 (1996).

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ МЕДИ В ВОДЕ И ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЯХ В ВОДОЕМАХ ВБЛИЗИ РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

*А.А. Андреевков, Т.В. Мельникова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Водоёмы, расположенные вблизи радиационно опасных объектов, могут подвергаться как радиоактивному, так и нерадиоактивному загрязнению. Одним из нерадиоактивных показателей воды, контролируемый всеми АЭС с различными видами реакторов (например, АЭС с водо-водяными реакторами, АЭС с графитовыми реакторами, АЭС с реакторами на быстрых нейтронах) и предприятиями на территориях, которых располагаются исследовательские реакторы, является медь.

Целью настоящей работы являлось определение содержания меди в воде и донных отложениях в водоёмах вблизи радиационно опасных объектов.

Для достижения цели были поставлены следующие задачи:

1. Отработать методики определения меди в воде [1] и донных отложениях [2];
2. Определить содержание меди в воде и донных отложениях в исследуемых точках отбора.

Объектами исследования являлась вода и донные отложения, отобранные в р.Протва, протекающей вблизи Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского (г.Обнинск) и в Десногорском водоёме-охладителе около Смоленской АЭС.

Измерение концентрации меди в пробах воды и донных отложений проводилось спектрофотометрическим методом на спектрофотометре UVmini-1240 (Япония). Во всех образцах потенциометрическим методом измерялся водородный показатель рН на анализаторе АНИОН 4100 (Россия).

Согласно полученным данным в воде р.Протва на момент отбора проб значения рН изменяются в диапазоне 7,9 – 8,1 и соответствуют нормативным показателям водных объектов рыбохозяйственного назначения (ПДК_{рН}(рН)=6,5-8,5). рН, измеренное в образцах воды из водоема-охладителя около Смоленской АЭС свидетельствуют о закислении воды, т.к. их величина составила 5,4 – 6,0. рН донных отложений в р.Протва изменяется в диапазоне 7,6 – 8,2 (H₂O) и 7,3 – 8,6 (KCl), а в Десногорском водохранилище – 6,9 – 7,9 (H₂O) и 7,2 – 7,4 (KCl).

Концентрации меди в воде по исследуемому участку р.Протва варьируют в диапазоне 0,0018-0,0038 мг/л и превышают ПДК_{рх} в 1,8 – 3,8 раз.

В Таблице 1 представлены предварительные данные по определению меди в пробах, отобранных в Десногорском водоеме-охладителе около Смоленской АЭС.

Таблица 1

Содержание меди в пробах воды и донных отложений водоема-охладителя Смоленской АЭС

Проба	рН	$C_{\text{вода}}, \text{мг/л}$	$C_{\text{дон.отл.}}, \text{мг/кг}$
1	6,0	0,026	0,66
2	5,4	0,014	0,31
3	5,5	0,026	0,11

1 – Трояновский сброс (сброс воды со станции);

2 – Промежуточная по течению вниз от Трояновского сброса;

3 – После станции, рядом с отделом охраны окружающей среды.

Содержание меди в воде водохранилища не превышает ее ПДК в водной среде (0,1 мг/л). Однако водоем специально зарыблен и в нем разрешен сезонный отлов рыбы, т.е. содержание меди можно также сравнивать с ПДК_{рх}, которое составляет 0,001 мг/л, что приводит к превышению ее концентраций в 14 – 26 раз. Содержание меди в донных отложениях находится в пределах установленных нормативов,

но при этом наблюдается тенденция увеличения ее концентрации в отложениях с повышением рН воды.

Литература

1. ГОСТ Р 50684-94 Почвы. Определение подвижных соединений меди по методу Пейве и Ринькиса в модификации ЦИНАО; введ. 1995 – 07 – 01. Москва: Изд-во стандартов, 1994 – 7 с.
2. ГОСТ 4388-72. Вода питьевая. Методы определения массовой концентрации меди (с Изменением N 1); введ. 1974-01-01. Контроль качества воды: Сб. ГОСТов. – М.: ФГУП «СТАНДАРТИНФОРМ», 2010 – 5 с.

МОНИТОРИНГ ВОДОРОДНОЙ ДЕГАЗАЦИИ ДЛЯ ПОИСКА ТЕКТОНИЧЕСКИХ СТРУКТУР В РАЙОНАХ КРУПНЫХ ПРОМЫШЛЕННЫХ ОБЪЕКТОВ

*О.И. Лешуков, Ю.М. Глушков, В.В. Кузьмин, Г.К. Игнатенко
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Вопросы устойчивости тектонических структур имеют важное значение при строительстве и эксплуатации крупных промышленных объектов (в том числе и АЭС) [1].

В настоящее время, для поиска тектонических разломов в земной коре используется радоновая съёмка[2]. В данном сообщении предлагается в дополнение к классическому радоновому методу добавить метод измерения концентрации водорода в подземных флюидах. Для реализации этого метода на кафедре экологии ,по заданию ООО НПО «Гидротехпроект» был разработан и опробован полевой измерительный комплекс. Совершенствуется методика использования этого комплекса для проведения исследований в разных грунтах и при разных погодных условиях, выбора реперных точек для организации мониторинга. Создана база данных полученных результатов.



Рис.1 Измерительный полевой комплекс

Общий вид измерительного полевого комплекса представлен на рис.1

Комплекс опробован в полевых условиях на территории КАЭС в летние сезоны 2016-2017 годов. Результаты измерений опубликованы в университетском журнале «Известия вузов. Ядерная энергетика» [3].

Литература:

- 1.Литовченко А.В., Игнатенко Г.К., Литвинов А.В., Глушков Ю.М. Некоторые экологические процессы в местах выхода глубинного водорода.Материалы международной научной конференции «Глобальные экологические процессы». М.:2-4 октября 2012. С. 300-302.
2. Игнатенко Г.К., Гремченко П.И., Глушков Ю.М. О мониторинге концентрации водорода в подпочвенном воздухе на тектоническом разломе территории, прилегающей к АЭС. «Ядерная энергетика». Известия высших учебных заведений, 2016.
- 3.Литовченко А.В., Игнатенко Г.К., Литвинов А.В., Глушков Ю.М. Некоторые экологические процессы в местах выхода глубинного водорода. С. 300-302.

ИЗМЕНЕНИЕ МОРФОМЕТРИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ РЯСКИ МАЛОЙ И МНОГОКОРЕННИКА,

ПРОИЗРАСТАЮЩИХ В ВОДОЁМАХ С РАЗЛИЧНОЙ АКТИВНОСТЬЮ ТРИТИЯ

Земнова А.В., Сынзыныс Б.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Введение. Тритий является уникальным радионуклидом, широко представленным во всех компонентах биосферы, атмосферы, особенно в водоёмах и почве. Активно внедряясь в живые организмы, он способен нарушать структуру биологически важных молекул в клетках не только посредством внутреннего бета излучения, но и в результате трансмутации H-3 в He-3. Это приводит к разрывам химических связей в ДНК и последующей гибели клеток, а также нарушению жизнедеятельности организмов [1,2]. Поскольку H-3 является одновременно химическим агентом, а также излучателем, возникла идея использования *Lemna minor* и *Spirodela polyrrhiza* как биотестера для выявления природных и технических вод, загрязнённых тритием [3].

Цель данного исследования – изучение морфометрических показателей *Lemna minor* для создания радиационного биотеста на загрязнение поверхностных и подземных вод соединениями трития.

Материалы и методы. Удельную радиоактивность трития в воде после соответствующей пробоподготовки определяли на сцинтиляционном спектрометре Quantulus-1220 с использованием внутренних стандартов и контрольных образцов воды [2]. Из полученных результатов строили функции распределения по значениям соответствующих параметров, для которых определяли показатели, пропорциональные значениям медианы.

Результаты и обсуждения. Установлено, что удельная активность трития на участках старицы р. Протва составляет от 650 до 3693 Бк/л; в р. Протва активность составляет 21,5 Бк/л. В качестве морфометрических показателей были выбраны: масса, площадь листцов и длина корешков. Отмечалось значительное увеличение массы листцов ряски

пропорционально увеличению активности трития в воде водоёмов. Та же зависимость наблюдалась с площадью листецов. В распределении длины корешков не удалось наблюдать определённой закономерности.

Вывод. Данная активность трития является стимулирующей для увеличения массы и площади листецов. В ближайшем будущем нами будет изучена угнетающая доза трития на *Lemna minor*.

Литература

1. Момот О.А. Применение методов биотестирования в методологии оценки риска для здоровья Дис. Калуга, 2007, 180 стр.
2. Бондарева Л.Г., Субботин М.А. Процессы ассимиляции трития водными растениями *Elodea Canadensis* и *Lemna minor* //Радиационная биология. Радиоз экология. Выпуск №4.- Т.56.-2016.-С.440-446.
3. ISO/DIS 20079. Water quality - Determination of the toxic effect of water constituents and wastewater to duckweed (*Lemna minor*) - Duckweed growth inhibition test. Reference number ISO 20079:2005(E).

ПРИМЕНЕНИЕ АЛЮМОСИЛИКАТНОГО СОРБЕНТА ДЛЯ ОЧИСТКИ ВОДНЫХ СРЕД АЭС ОТ КАТИОНОВ ЦЕЗИЯ

Асхадуллин С.Р., Шилина А.С.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

В настоящее время проблема очистки водных сред АЭС от радионуклидов является одной из самых актуальных, поскольку чистота и пригодность воды является необходимым критерием для её использования в отраслях атомной промышленности. Также имеют место загрязнения водоёмов, возникающее в результате работы промышленных предприятий.

На данный момент на предприятиях атомно-промышленного комплекса для очистки жидких сред от радионуклидов и тяжёлых металлов используют ионообменные смолы, но при

этом требуются дополнительные затраты на охлаждения жидких сред. Поэтому необходимо разработать технологию сорбционной очистки от катионов цезия водных сред фильтрами-сорберами на основе алюмосиликатного адсорбента, исследование сорбционных свойств которого направлены на обеспечение потребности атомной отрасли в отечественных, конкурентноспособных, недорогостоящих твёрдых неорганических сорбентах, способных эффективно очищать водные среды АЭС от катионов цезия. Предполагаемая высокая сорбционная ёмкость данного сорбента по отношению к радионуклиду цезия лежит в интервале от 12 до 15 мЭкв/г.

Отработана лабораторная методика синтеза алюмосиликатного сорбента. Существенным преимуществом технологии производства данных сорбентов является протекания синтеза в одну технологическую стадию, в результате которой образуется радиационностойкий, термостойкий, и химически инертный лёгкий порошок белого цвета. Значительная термостойкость сорбента (до 650°C) и химическая инертность позволяют вести сорбцию из агрессивных горячих сред с наименьшими затратами, по сравнению с оксидом титана. В данных условиях ионообменные смолы теряют свои эксплуатационные характеристики.

По предварительным экспериментальным данным установлена сорбционная ёмкость алюмосиликатного сорбента по отношению к катионам цезия из модельных растворов: 2350 ± 170 мг/г (15 мэкв/г по отношению к радионуклиду Cs-137). Также установлено, что наличие катионов тяжёлых металлов в водных средах мало снижает сорбционные характеристики сорбента. Сорбент одинаково хорошо сорбирует и радионуклиды, и катионы тяжёлых металлов.

Значение водородного показателя слабо влияет сорбционную активность алюмосиликатного сорбента в отношении радионуклида цезия.

Была выявлена температурная зависимость сорбции катионов металлов на примере катионов меди от температуры. С ростом температуры растёт сорбционная способность алюмосиликатного сорбента, что говорит о преобладающей

хемосорбции над остальными сорбционными механизмами. Следовательно, эффективность сорбента в горячих жидких средах повышается, что является вторым преимуществом алюмосиликатного сорбента над ионообменными смолами.

По предварительным расчётам с учётом стоимости исходных реагентов и других затрат, связанных с его производством, рыночная стоимость алюмосиликатного сорбента на данный момент составляет ~ 70-130 руб/кг, что ниже в 1,9-2,15 раза цены на используемые в настоящее время на АЭС импортные ионообменные смолы, стоимость которых 150-250 руб/кг.

Литература

1. Мясоедова Г.В. , Никашина В.А. Сорбционные материалы для извлечения радионуклидов из водных сред. //Журнал Российского химического общества им. Д. И. Менделеева, №5, 2006.
2. И.Е. Неймарк. Синтетические минеральные адсорбенты и носители катализаторов.- Киев: Наукова думка, 1982.

ВЛИЯНИЕ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ⁹⁰Sr СУХОПУТНОЙ ЭКОСИСТЕМЫ НА ФЕРМЕНТАТИВНУЮ АКТИВНОСТЬ ПОЧВЫ

*Лаврентьева Г.В.^{1,2}, Захарова Р.В.², Мирзеабасов О.А.²,
Сынзыныс Б.И.²*

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

²КФ МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Калуга, Россия

Многолетними исследованиями установлена высокая эффективность экологической диагностики почвы посредством биохимических методов, среди которых наиболее перспективным считается определение показателей ферментативной активности. Уровень ферментативной активности почв определяется природными условия, физико-химическими свойствами почв, а также загрязнением почвенного покрова разного генезиса. В данной работе представлен анализ изменения инвертазной, уреазной,

дегидрогеназной и каталазной активности почв в условиях радиоактивного загрязнения сухопутной экосистемы радионуклидом Sr-90. Экспериментальной площадкой является территория расположения регионального хранилища радиоактивных отходов. Радиоэкологическая обстановка на территории обусловлена Sr-90 [1]. При этом отмечается содержание радионуклида в почве в диапазоне от $19,7 \pm 11,1$ до 5202 ± 38 Бк/кг.

При анализе экспериментальных данных выявлена устойчивость активности инвертазы, которая варьирует в диапазоне от $1,7 \pm 0,2$ до $4,0 \pm 0,8$ мг $C_6H_{12}O_6$ /г/сут, при радиоактивном загрязнении почвы радионуклидом Sr-90.

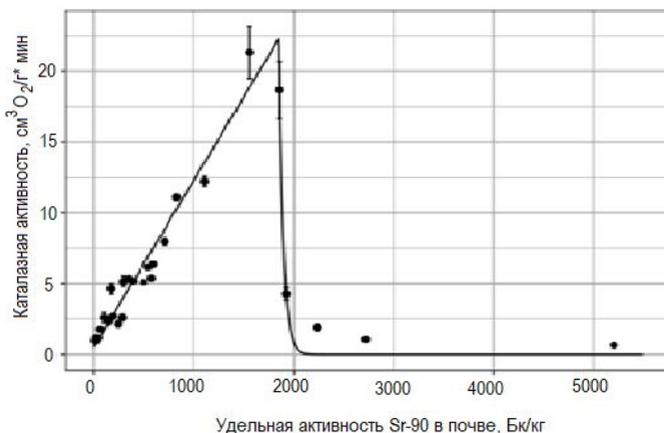


Рис. 1. Изменение каталазной активности почвы

Ингибирование дегидрогеназной и уреазной активностей в зависимости от удельной активности Sr-90 описываются линейными зависимостями. Однако значимых отличий от контроля не установлено ни для одной из экспериментальных точек.

Изменение активности каталазы носит пороговый характер (рис.1). При удельной активности Sr-90 в почве от $19,7 \pm 11,1$ до 1561 ± 18 отмечается стимулирование каталазной активности, что проявляется в ее увеличении от $0,9 \pm 0,3$ до $21,3 \pm 5,9$ см³ O₂/г

мин. Дальнейшее увеличение удельной активности Sr-90 в почве до 5202 ± 38 Бк/кг приводит к угнетению каталазной активности до значений $0,6 \pm 0,3$ см³O₂/г мин.

На основании вышесказанного можно заключить, что инвертазная, уреазная и дегидрогеназная активности почв не проявляют достоверный отклик на воздействие излучения Sr-90 в почве при прочих равных условиях. Каталаза является чувствительным ферментом к радиоактивному загрязнению почвы радионуклидом Sr-90.

Литература

1. Г.В. Лаврентьева, О.А. Мирзеабасов, Б.И. Сынзыныс Мониторинг радиоактивного загрязнения почв в зоне воздействия регионального приповерхностного хранилища радиоактивных отходов в стадии вывода из эксплуатации // Радиационная биология. Радиоэкология, - 2017

ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА НАЗЕМНОГО МОЛЛЮСКА, ОБИТАЮЩЕГО В УСЛОВИЯХ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ⁹⁰SR МЕТОДОМ ЛЕВИНЖЕРА-МАРИНЕЛЛИ

А.Э. Ооржак, Г.В. Лаврентьева, Р.Р. Шошина,

А.А. Удалова

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

В 50-70 гг. прошлого столетия активно вводились в эксплуатацию хранилища радиоактивных отходов. На севере Калужской области находилось одно из этих хранилищ — единственный пункт захоронения в Центральном регионе. В период с 1998 по 1999 гг. на этом хранилище была обнаружена утечка ⁹⁰Sr. Радиоактивные изотопы стронция не встречаются в природе, они образуются как побочные продукты деления ядер ²³⁵U, ²³⁸U или ²³⁹Pu. ⁹⁰Sr, являясь остеотропным биологически опасным элементом, откладывается и прочно закрепляется преимущественно в скелетных тканях животных и растений.

Одним из представителей биоты, обитающих в зоне влияния хранилища РАО, является наземный моллюск — улитка

кустарниковая. В условиях радиоактивного загрязнения территории ^{90}Sr дозовые нагрузки на моллюска формируются от радионуклида, содержащегося в растительности и почве, а также в теле самого моллюска [2]. При этом у моллюсков накопление ^{90}Sr как химического аналога кальция происходит в раковине. В связи со сложившейся радиоэкологической ситуацией представляет интерес оценить дозы облучения наземного моллюска и изучить временную динамику дозовых нагрузок по имеющимся данным.

Цель данной работы — расчет доз облучения наземного моллюска, обитающего в условиях радиоактивного загрязнения ^{90}Sr вблизи бывшего хранилища РАО.

Объектом исследования послужила улитка кустарниковая *Bradybaena fruticum*, обитающая на территории расположения бывшего хранилища РАО.

На настоящем этапе оценки поглощенных доз проведены с использованием метода Левинжера-Маринелли [1]. В качестве исходных были использованы данные об удельной активности ^{90}Sr в почве, крапиве и раковинах моллюсков на 41 локальном участке вблизи хранилища, полученные в 2015 г. Рассчитаны значения поглощенной дозы в мягком теле моллюска от внешнего бета-облучения ^{90}Sr , от собственной раковины, крапивы и от почвы. При расчетах использована следующая геометрия: доза от раковины — доза внутри сферического источника, от крапивы — доза на поверхности блока с известной толщиной, от почвы — доза внутри большого источника. Полученные дозы сравнивались с полулетальной дозой для сухопутных моллюсков (120 Гр).

Результаты проведенных расчетов показали, что дозы облучения наземных моллюсков от всех источников находятся в диапазоне 2,37-281,92 мГр/год. Во всех изученных точках полученные значения доз меньше, чем полулетальная. Можно выделить 3 точки, где мощность поглощенной дозы значительно выше, чем в других точках — 240,09-281,92 мГр/год, и 16 точек, где мощность дозы значительно ниже, чем в других точках — 2,37-10,42 мГр/год. Также, по полученным

данным можно судить о том, что моллюск получает основную дозу облучения (около 99,5%) от ^{90}Sr , накопленного в раковине.

Полученные значения доз облучения наземного моллюска, обитающего на загрязненной ^{90}Sr территории очень малы по сравнению с полулетальной дозой для этого вида животных, поэтому сценарий угнетающего воздействия радиоактивного загрязнения территории на целый организм маловероятен. Возможно, что облучение влияет на органы или процессы, протекающие в них; изучение биологических последствий обитания на радиоактивно загрязненной территории представляет несомненный интерес.

Литература

1. Хайн Дж., Браунелл Г. Радиационная дозиметрия. Перевод с англ. под ред. Н.Г. Гусева, К.А. Труханова. М.: Изд-во Иностран. лит., 1958. 580–608 с.

2. Сынзыныс Б.И., Мирзеабасов О.А., Лаврентьева Г.В. и др. Оценка радиационного экологического риска и её неопределённость для биоценоза регионального хранилища радиоактивных отходов // Радиация и риск. 2014. № 4. С. 43–54.

РАСЧЕТ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК НЕТОПЛИВНЫХ КОМПОНЕНТОВ РУ БН-1200

*Мищуков Н.А., Ковалев К.Д.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

Оценка радиационных характеристик материалов и конструкций реакторных установок является одним из важных направлений для обоснования радиационной безопасности во время работы реактора и при выводе реактора из эксплуатации.

В «ГНЦ РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского» оценка радиационных характеристик нетопливных материалов сборок активной зоны и материалов конструкций защиты проводится с использованием программного комплекса (ПК) АСМАР[1].

Входными данными для ПК АСМАР являются [2]:

- Количество расчетных зон в сборке;
- Объёмные доли материалов в расчетной зоне;

- Поток нейтронов в расчетной зоне;
- Длительность и мощность облучения исследуемой сборки.

ПКАСМАР выдает подробную информацию по облученным нетопливным сборкам в активной зоне (и в экране):

Активность радиоактивных изотопов в материалах сборки;

Энерговыделение при радиоактивном распаде изотопов;

Спектр гамма-излучения облученной сборки;

Изменение перечисленных величин в зависимости от времени выдержки.

Для расчета и анализа радиационных характеристик нетопливных компонентов была выбрана сборка защиты внутриреакторного хранилища (ЗВРХ) тестовой модели быстрого исследовательского реактора. Расчеты и сравнение результатов были проведены для разных типов стальной. При анализе выявлены основные вкладчики в активность материалов сборки после облучения и выдержки.

Анализ полученных данных показал, что изотопы, имеющие наибольший вклад в активность ($Mn56$, $Mn54$, $Fe55$, $Fe59$, $Co60$) на момент выгрузки из реактора, довольно быстро (до 50 лет выдержки) распадаются. Наоборот, изотопы, чей вклад незначителен в момент выгрузки ($Ni59$, $Ni63$, $Nb94$), через 50 лет выдержки становятся основными источниками активности. Также выявлено существенное влияние примесей и легирующих добавок на радиационные характеристики (активность) сборки ЗВРХ, выгруженной из реактора.

В дальнейшем планируется разработать новый модуль в ПК АСМАР по расчету объемов и категорий радиоактивных отходов.

Литература

3. Попов Э.П. Программа АСМАР – расчет радиационных и экологических характеристик конструкционных и нетопливных материалов реактора / Э.П. Попов, С.В. Забродская, С.В. Гришина. Обнинск, 2010. 20с. (Препринт ФЭИ – 319)

4. Е.Б. Земский Расчет радиационных характеристик нетопливных композиций быстрого реактора. Дипломный проект, Обнинск, 2016 г.

ИЗУЧЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ДЕЙСТВУЮЩЕГО ВЕЩЕСТВА В ДУСТЕ ПЕСТИЦИДНОГО ПРЕПАРАТА ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ ГАММА И ЭЛЕКТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЙ

*¹Е.В. Сафронова, ²А.В. Гордеев, ¹Т.В. Мельникова,
¹Л.П. Полякова, ¹А.А. Удалова
¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия
²ФМБЦ им. Бурназяна, Москва, Россия*

Российский национальный план ликвидации таких токсикантов как хлорорганические пестициды (ХОП) предусматривает создание эффективных и экологически безопасных технологий их утилизации. Решение экологических задач связано с разработкой технологий, упрощающих процесс подготовки отходов ХОП к уничтожению, а также исключающих или минимизирующих образование опасных побочных продуктов. Применение высокоэнергетических ионизирующих излучений является наиболее перспективным методом разложения этих веществ.

Целью настоящей работы являлось исследование радиационно-химической устойчивости действующего вещества в составе пестицидного препарата в форме сухого дуста к воздействию двух видов излучения (электронного и гамма-излучений).

Объектом исследования являлся образец отхода пестицидного препарата «Гексахлоран дуст», содержащий в своем составе три изомера ГХЦГ (α -, β -, γ -ГХЦГ).

Электронное облучение дуста проводилось в лаборатории №35 ФМБЦ им. Бурназяна в линейке возрастающих доз (10, 100, 200 кГр) на радиационно-технологической установке (РТУ)

с ускорителем УЭЛР-10-10-40. Гамма облучение осуществлялось на установке «Исследователь» (60Co) в дозе 10 и 44 кГр с мощностью дозы 0,51 Гр/с и в дозе 117 кГр с мощностью дозы 0,28 Гр/с [1,2].

Инструментальный анализ проб выполнялся хроматографическим методом на ГХ «Кристалл-5000.1» в режиме программирования температуры колонки. Статистическая обработка проводилась с помощью программных пакетов Microsoft Office Excel 2007.

В соответствии с предварительно полученными результатами по электронному облучению ХОП фиксируется процесс их разложения, тогда как облучение образцов дуста гамма-квантами не приводило к заметному разрушению его действующего вещества.

Так например, при воздействии гамма – излучения в дозе 10 и 44кГр (мощность дозы 0,51 Гр/с) определяемые значения степени разложения (Р,%) всех изомеров ХОП находились в пределах погрешности измерения [1], а в дозе 117 кГр (мощностью дозы 0,28 Гр/с.) только для γ -ГХЦГ достоверно была определена величина Р, которая не превышала 7,2% [2].

Данные по электронному облучению представлены в таблице 1.

Таблица 1

Степень разложения (Р, %) веществ в образцах дуста при воздействия электронного излучения в дозах 10-200 кГр

Пестицид	Р, %		
	10 кГр	100 кГр	200кГр
α -ГХЦГ	31,4	22,4	38,0
β -ГХЦГ	100,0	100,0	100,0
γ -ГХЦГ	20,0	31,5	27,5

Из данных таблицы следует, что разложение ХОП заметно выше, чем в приведенных выше результатах гамма-облучения.

Таким образом, по полученным данным можно предположить, что дуст менее устойчив к облучению ускоренными электронами по сравнению с гамма-воздействием.

Литература

1. Мельникова Т.В., Полякова Л.П., Козьмин Г.В. Изучение устойчивости хлорорганических соединений в составе пестицидного препарата под воздействием гамма-излучения // Ядерная физика и инжиниринг. - 2011. - Т 2. - №4. - С. 370 – 374.
2. Полякова Л.П., Мельникова Т.В., Лукьянова Н.Н. Исследование последствий радиационного воздействия на линдан и действующее вещество препарата «Гексахлоран дуст»// Ядерная энергетика. – 2017. - № 1. – С. 107-115.

АНАЛИЗ СОДЕРЖАНИЯ ЖЕЛЕЗА, НИКЕЛЯ, МЕДИ И МАРГАНЦА В ВОДАХ р.ПРОТВА В ПРЕДЕЛАХ БЕРЕГОВОЙ ЛИНИИ г.ОБНИНСК

*В.С. Митрушкина, Т.В. Мельникова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

В речных водах одними из наиболее распространенных веществ-загрязнителей являются тяжелые металлы (ТМ). ТМ по токсичности занимают второе место после пестицидов, т.к. попав в биогеохимический цикл, они крайне редко и медленно покидают его. В связи с этим загрязнение ТМ поверхностных вод является одной из наиболее актуальных экологических проблем.

Целью настоящей работы является определение содержания железа, никеля, меди и марганца в водах р.Протва в пределах береговой линии г.Обнинска.

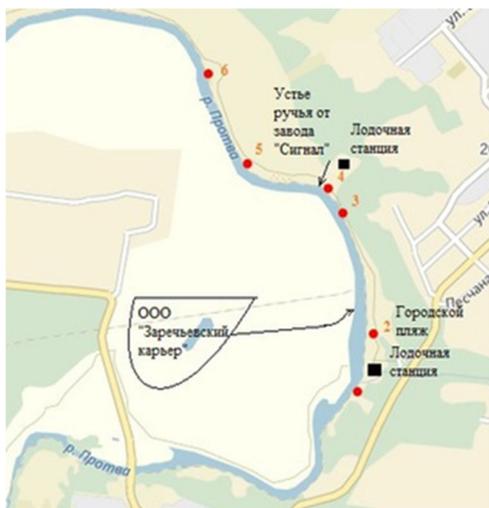


Рис. 1. Участок отбора проб на р.Протва

Объектом исследования являются пробы воды, отобранные в 6 точках из реки Протва вблизи г.Обнинска (Рисунок 1). Пробы отбирались в июне, сентябре, октябре 2016 г. и мае, июне 2017. Измерения концентрации железа, никеля, меди и марганца в пробах вод проводилось атомно-абсорбционным (АА) методом на АА спектрометре "МГА-915".

Измеренные значения рН воды р.Протва варьировали в диапазоне от $7,73 \pm 0,05$ до $8,48 \pm 0,05$, что соответствует нормативным показателям водоемов рыбохозяйственного значения.

Содержание ТМ в исследуемых пробах речной воды составляет для Fe 0,12-0,32 мг/л, Ni 0,02-0,11 мг/л, Mn 0,025-0,080 мг/л и Cu 0,0018-0,0038 мг/л, что превышает установленные значения ПДК для рыбохозяйственных водоемов в 1,2-3,2 раза, 2-11 раз, 2,5-8,0 раз, 1,8-3,8 раз соответственно.

Достоверно доказано, что в р.Протва по отдельным сезонам наблюдается динамика содержания в воде Mn, Ni и Cu. Изменение содержания Fe в воде в разные периоды прооботбора статистически незначимо.

Установлено, что зависимость между рН и содержанием ТМ в воде р.Протва прослеживается только у железа и марганца.

ОЦЕНКА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ НА РЕАКТОРЕ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

*Чан Д.Н, Удалова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Исследовательские реакторы служат источником нейтронов для экспериментальных работ в различных областях науки и техники, а также для получения радиоактивных изотопов.

Целью настоящей работы было проведение оценки дозы облучения населения при запроектной аварии на модельном реакторе малой мощности.

Рассматривали гипотетическую аварийную ситуацию с полным разрушением всех защитных барьеров (разрушение активной зоны и здания), например, в результате падения самолета на объект). При проведении расчетов использовали следующие параметры и предположения. Основной путь распространения радионуклидов вследствие разрушения защитных барьеров – загрязнение атмосферного воздуха. Длительность выброса – 3600 с. Расчет проводили для категории устойчивости атмосферы D, параметр шероховатости поверхности земли был принят для типа рельефа «парк, лес высотой до 10 м, городские постройки», интенсивность осадков принята равной нулю.

В настоящей работе представлены результаты расчета эффективной дозы внешнего и внутреннего облучения от радионуклидов ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{106}Ru , ^{144}Ce и ^{131}I на все тело человека на расстоянии 5000 м от источника. Исходные предположения об активности выброса в атмосферный воздух: $^{137}\text{Cs} - 2,47 \cdot 10^{13}$ Бк, $^{134}\text{Cs} - 3,24 \cdot 10^{12}$ Бк, $^{106}\text{Ru} - 7,85 \cdot 10^{13}$ Бк, $^{144}\text{Ce} - 7,03 \cdot 10^{13}$ Бк, $^{131}\text{I} - 6,54 \cdot 10^{13}$ Бк. Расчет доз облучения проводили в соответствии с нормативными документами МВР

12.14-08 (Р1.3.5.03.002.0069-2010), РД 52.18.717-2009 [1, 2]. Ожидаемую эффективную дозу на все тело оценивали для двух групп населения – дети (1-2 года) и взрослые (старше 17 лет).

В табл. 1 представлены оценки суммарной эффективной дозы, обусловленной внешним и внутренним облучением от радиоактивных аэрозолей, на все тело человека.

Эффективную дозу облучения человека от радионуклида ^{131}I оценивали только для ингаляционного пути облучения, который является основным в первые дни после аварии (табл. 2). Считали, что ^{131}I состоит на 40% из молекулярной фракции, на 59% – из органической и на 1% – из аэрозольной.

Таблица 1

Суммарная эффективная доза внешнего и внутреннего облучения от радиоактивных аэрозолей при гипотетической аварии

Когорта	Доза, мкЗв			
	^{137}Cs	^{134}Cs	^{106}Ru	^{144}Ce
Взрослые	58,7	12,9	655	730
Дети	32,6	8,4	610	767

Таблица 2

Эффективная доза облучения при ингаляции ^{131}I

Когорта	Доза ^{131}I , мкЗв			
	Молекулярная фракция	Аэрозольная фракция	Органическая фракция	Сумма
Взрослые	224	171	1,4	397
Дети	293	3,3	351	647

Таким образом, проведены оценки доз облучения основных групп населения при гипотетической запроектной аварии на модельном реакторе малой мощности. Полученные результаты являются предварительными и будут уточнены. Также, планируется провести расчет радиационных рисков и проанализировать их с точки зрения действующих нормативов радиационной безопасности.

Литература

1. МВР 12.14-08 (Р1.3.5.03.002.0069-2010). Методика выполнения расчета радиационных последствий для обоснования защитных мероприятий в случае аварии на атомной станции.

2. РД 52.18.717-2009. Методика расчета рассеяния загрязняющих веществ в атмосфере при аварийных выбросах. – Обнинск, 2009. – 113 с.

СРАВНЕНИЕ УСТОЙЧИВОСТИ ДЕЙСТВУЮЩЕГО ВЕЩЕСТВА В СОСТАВЕ СУСПЕНЗИИ ПРЕПАРАТА «ГЕКСАХЛОРАН ДУСТ» ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ ГАММА И ЭЛЕКТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЙ

¹Питухина О.А., ¹Полякова Л.П., ²Гордеев А.В.,

¹Мельникова Т.В., ¹Удалова А.А.

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

²ФМБЦ им. Бурназяна, г. Москва, Россия

Утилизация высокотоксичных пестицидов из списка стойких органических загрязнителей (СОЗ) относится к приоритетным направлениям в области обращения с опасными отходами, как в Российской Федерации, так и за рубежом. Важной задачей является полное уничтожение скопившихся запасов хлорорганических пестицидов (ХОП). Инвентаризацией, проведенной в России в соответствии с международным соглашением по ликвидации СОЗ, выявлены десятки тыс. тонн отходов этих пестицидов.

Существующие методы разрушения ХОП основаны на реагентном и электрохимическом дехлорировании, окислительном гидрохлорировании, а также пиролитических, биотехнологических, радиационно-химических и фотохимических механизмах. В сравнительном аспекте процесс радиационно-химического разложения имеет преимущества. Он исключает использование высоких температур и дорогостоящих реагентов в связи, с чем характеризуется менее сложным составом продуктов разложения и отсутствием опасных солевых стоков.

Целью нашей работы являлось сравнение эффективности разложения действующего вещества пестицидного препарата «гексахлоран дуст» при воздействии гамма и электронного излучений.

ХОП облучались в составе водно-щелочной суспензии препарата с рН=10,63. Состав действующего вещества препарата до и после облучения исследовался методом газожидкостной хроматографии на хроматографе «Кристалл-5000».

Образцы препарата подвергались радиационному воздействию в дозе (D) 10 и 44 кГр: 1- на гамма-установке “Исследователь” (^{60}Co) с мощностью дозы 0.51 Гр/с [1]; 2-на радиационно-технологической установке с ускорителем электронов УЭЛР-10-10-40 в режиме пошагового набора дозы. Энергия электронов составляла 10 МэВ,

Данные по степени разложения (P,%) компонентов действующего вещества пестицидного препарата (α , β и γ -изомеров гексахлорциклогексана (ГХЦГ)) по двум видам излучения представлены в таблице 1.

Таблица 1

Степени разложения компонентов действующего вещества пестицидного препарата

Изомер	P,%(гамма- облучение)		P,%(электронное обл)	
	10 кГр	44 кГр	10 кГр	44кГр
α - ГХЦГ	34,7	35,4	19,6	26,1
β - ГХЦГ	-16,7	52,1	19,4	9,14
γ - ГХЦГ	26,9	44,9	28,0	36,4

Из таблицы 1 следует, что для сравниваемых видов излучения наблюдается увеличение P с увеличением D. При этом величина P в обоих случаях невелика. Изменение радиационной устойчивости каждого изомера ГХЦГ в отдельности требует дополнительного изучения в более широком интервале значений дозы.

Литература

1. Полякова Л.П., Мельникова Т.В., Козьмин Г.В., Лукьянова Н.Н., Глушков Ю.М. Методические аспекты радиационной обработки пестицидных препаратов в целях утилизации их отходов // Международный журнал прикладных и фундаментальных исследований. – 2014. – № 11 – С. 210-215

ОЦЕНКА МОРФОМЕТРИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ МОЛЛЮСКОВ НА ТЕРРИТОРИИ, ПРИЛЕГАЮЩЕЙ К БЫВШЕМУ ХРАНИЛИЩУ РАО

*Подлуцкий М.С., Ооржак А.Э., Захарова В.Р.,
Шошина Р.Р., Удалова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

В конце 90-ых годов на территории, прилегающей к бывшему хранилищу РАО, было зарегистрировано увеличение удельной активности ^{90}Sr в наблюдательных скважинах. Было установлено, что причиной являлась утечка радионуклидов из одной из ёмкостей хранилища, в результате чего в геологических средах прилегающей территории сформировался объёмный нерегулируемый радиоактивный источник. В настоящее время остается актуальным продолжение мониторинга проблемной территории, чтобы была возможность оценить опасность сложившейся ситуации для человека и окружающей среды. Одним из удобных объектов изучаемого биоценоза являются наземные моллюски, которые известны высокой способностью концентрировать загрязняющие вещества.

Цель данной работы — оценить влияние радиоактивного загрязнения территории на морфометрические показатели наземных моллюсков на прилегающей к бывшему хранилищу РАО территории.

Объект исследования: кустарниковая улитка (лат. *Bradybaena fruticum*). Данный вид обитает на опушках леса, в светлых лесах, на влажных лугах и полях. Кормовые растения: крапива, хмель и другие травянистые растения [1].

Пробоотбор моллюсков производился летом 2017 г. на двух территориях: контрольный участок, сопредельный с местностью вблизи ИАТЭ НИЯУ МИФИ (одна точка пробоотбора), и территория, прилегающая к бывшему хранилищу РАО (двадцать точек пробоотбора).

Основное условие пробоотбора: принадлежность моллюсков к одной возрастной группе (2,5–3,5 лет). Количество кустарниковых улиток, отобранных с каждой точки пробоотбора, было не менее 10 особей. Со всех точек было отобрано 270 наземных моллюсков.

Измерение морфометрических параметров (высота раковины, ширина раковины, высота завитка, ширина устья, высота устья, объём раковины и площадь устья) проводилось с использованием штангенциркуля (погрешность: 0,2 см) [2]. Сравнения двух выборочных средних проводили по критерию Стьюдента, уровень значимости различий – 5%. Все математические вычисления выполнялись в среде Microsoft Excel 2016.

При оценке морфометрических показателей в ряде точек пробоотбора были обнаружены статистически значимые различия с контрольным уровнем, при этом преобладающим эффектом являлось угнетение роста раковин моллюсков. Это заметно по таким параметрам, как высота раковины: в контроле — $13,0 \pm 0,3$ мм, а в одной из точек пробоотбора — $10,1 \pm 0,4$ мм; ширина раковины: в контроле — $16,2 \pm 0,4$ мм, в точке пробоотбора — $12,0 \pm 0,5$ мм. Но есть и обратное действие: обнаружены две точки, в которых наблюдается стимулирование роста раковины моллюска относительно контрольного уровня: в одном случае — $18,1 \pm 0,8$ мм; в другом случае — $18,8 \pm 0,7$ мм.

Полученные к настоящему времени данные не позволяют нам установить тип воздействия, которому подверглись отобранные моллюски. Исходя из полученных данных и ситуации, сложившейся на данной территории, можно предположить, что наличие статистически значимых различий в морфометрических показателях моллюсков вызвано непосредственно радиоактивным загрязнением. В будущем нами планируется изучить достоверность данной гипотезы.

Литература

1. Зейферт Д.В., Хохуткин И.М. Экология кустарниковой улитки *Fruticicola Fruticum*. - М.: Товарищество научных изданий КМК, 2010. – 91 с.
2. Снегин Э. А. Морфогенетические параметры популяций наземного моллюска *Bradybaena fruticum* Müll в заповеднике «Галичья гора»// Научные ведомости БелГУ Сер. Естественные науки. № 3 (74). Вып. 10. Белгород, 2010. С.28 – 33.

РАДИОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ТРИТИЯ

Б.И. Сынзыныс¹, Ю.М. Глушков¹, А.В. Земнова¹,
Е.Г. Изарова², Е.Р. Ляпунова¹, О.А. Момот¹,
А. А. Удалова^{1,3}

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

²ОТИ НИЯУ МИФИ», Озёрск, Россия

³ВНИИ радиологии и агроэкологии, Обнинск, Россия

НКДАР ООН на двух сессиях 2015 и 2016 годов в своих основополагающих документах настоятельно рекомендует изучать радиологические проблемы трития: распространение в биосфере, эффекты внутреннего бета-облучения клеток и тканей, фармакокинетику трития в организме человека и животных, оценку дозы облучения от окиси трития и органически связанного трития, а также возможность его биоиндикации в водоёмах и биотестирования в подземных водах, куда поступает 99% образующегося естественным и техно-генным путём трития. Все эти исследования должны стать основой для гармонизации нормативов на безопасное содержание трития в странах, активно развивающих ядерную энергетику.

В ИАТЭ НИЯУ МИФИ целенаправленно проводятся исследования по разработке методов биоиндикации трития с помощью ряски малой и других биоиндикаторов, а также оценки риска радиационного воздействия на человека и окружающую среду. С 2005 г. удельная радиоактивность трития – единственного радионуклида естественного и техногенного

происхождения, обнаруженного в водопроводной воде г. Обнинска, понизилась с 67 до 10 Бк/л (соответствующий «уровень вмешательства» для трития согласно НРБ 99/2009 составляет 7600 Бк/л). На настоящее время радиационный риск для человека составляет пренебрежимо малое значение $1,6 \cdot 10^{-8}$ год⁻¹ [2] и для жителей г. Обнинска нет причин для беспокойства за своё здоровье.

Однако повышенные по сравнению с естественным фоном (4 Бк/л) количества трития в некоторых водоёмах г. Обнинска [1] заставляют нас разрабатывать биотесты и биоиндикаторы для изучения поведения окиси трития в естественных водоёмах. Это может оказаться полезным для оценки влияния окиси трития на биоту водоёмов-охладителей АЭС и для оценки риска от действия трития после введения в строй объектов термоядерной энергетики.

Литература

1. Момот О.А., Лаврентьева Г.В., Сынзыныс Б.И., Силин И.И. Природно-техногенные гидрохимические аномалии в подземных водах севера Калужской области // Проблемы региональной экологии. 2012. №1. С. 46-52

2. Momot O.A., Synzynys B.I., Udalova A.A. Health risk assessment of potable water containing small amount of tritium oxide // IOP Conf. Series: J. Physics: Conf. Series 784 (2017)012040 doi:10.1088/1742-6596/784/1/012040

ИЗВЛЕЧЕНИЕ ИОНОВ Mn^{2+} , Fe^{2+} ИЗ ВОДНЫХ СРЕД С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НАНОСТРУКТУРНОГО МОДИФИЦИРОВАННОГО СОРБЕНТА

*Кузьмин В.С., Посохов Д.В.
НИ ТПУ, г. Томск, Россия*

В настоящее время наряду с тенденцией ухудшения качества природных вод повышаются требования к эффективности их очистки, в том числе и по содержанию марганца и железа, оказывающих пагубное воздействие на человеческий организм и приводящих к быстрому износу водопроводных систем,

вследствие образования отложений на внутренней поверхности труб [1]. Так, содержание железа и марганца в воде питьевого качества, согласно СанПиН 2.1.4.1074-01, не должно превышать значений 0,3 и 0,1 мг/л соответственно, что для большинства регионов страны не выполняется и наблюдается значительное превышение данных показателей.

Существующие методы очистки воды от соединений железа и марганца можно условно разделить на реагентные и безреагентные [2]. К реагентным относятся методы, связанные с применением хлора, перманганата калия, озона, извести, коагулянтов, которые добавляют непосредственно в воду. Недостатком этих методов является постоянное использование расходных материалов, что приводит к усложнению схемы очистки воды [3].

Одним из перспективных методов безреагентной очистки является применение сорбентов, позволяющих с высокой эффективностью проводить обезжелезивание и деманганацию воды.

Целью работы является исследование ряда физико-химических свойств полученного сорбционного материала, на основе минерала магнетита модифицированного нановолокнами оксогидроксида алюминия. Необходимо определить степень извлечения ионов Mn^{2+} и Fe^{2+} из модельных растворов с использованием полученного сорбента.

В данной работе объектом исследования являлся модифицированный наноструктурный сорбент на основе минерала магнетита с иммобилизованными на его поверхности нановолокнами оксогидроксида алюминия. Исследовались образцы данного сорбента с различным гранулометрическим составом: менее 0,1 мм; 1- 2 мм; 2,5 - 4 мм.

Исследования величины удельной поверхности и удельного объёма пор проводили при использовании метода тепловой десорбции азота (БЭТ), на приборе «Сорбтометр М».

С целью оценки морфологии модифицированной поверхности у исследуемых образцов сорбентов применяли метод просвечивающей электронной микроскопии. Для

проведения исследований использовали просвечивающий электронный микроскоп JEM-2100F (JEOL, Япония).

Определение сорбционной активности у исследуемого сорбента в отношении ионов Mn^{2+} и Fe^{2+} проводилось в статических условиях при перемешивании на магнитной мешалке (скорость вращения до 200 оборотов в минуту). На 1 г сорбента брали 100 см³ модельного раствора и проводили процесс перемешивания при различном времени контакта: 0,5; 1; 5; 15; 30; 60 и 150 минут. Модельные растворы готовились на дистиллированной воде. Модельный раствор, содержащий ионы Fe^{2+} , готовился с использованием железа (II) сернокислого 7-водного (ХЧ) и имел концентрацию 10,68 мг/дм³. Раствор, содержащий ионы Mn^{2+} , готовился с использованием марганца (II) сернокислого 5-водного (ЧДА) и концентрация составляла 5,31 мг/дм³. Метод анализа – фотоколориметрия. После процесса сорбции раствор отделялся от сорбента центрифугированием.

Литература

1. Уэр Дж. Проблемы загрязнения окружающей среды и токсикологии. – М.: Мир. - 1993. – 192 с.
2. Клячков В.А., Апельцин И.Э. Очистка природных вод – М.: Стройиздат. - 1971. – 579 с.
3. Фрог Б.Н., Левченко А.П. Водоподготовка.- М.: - Изд-во МГУ. - 1996 . – 680 с.

ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ УГРОЗА АЭС

Е.А. Яковлева

БИТИ НИЯУ МИФИ, г. Балаково, Россия

1. Ядерная энергия названа «чистым» источником энергии, потому что электростанции не выделяют углекислый газ CO_2 , а также не создает окислов серы и азота, приводящих к кислотным осадкам. Однако атомные электростанции

используют уран в качестве топлива, процесс добычи которого высвобождает большое количество углекислого газа в окружающую среду. На строительство АЭС требуется большое количество стали, бетона и пластмасс, при производстве которых в атмосферу выделяется большое количество CO_2 .

2. Атомные электростанции постоянно излучают низкий уровень радиации в окружающую среду. Различные научные исследования показали повышенный уровень заболеваемости раком среди людей, живущих вблизи атомных электростанций [1,2]. Было показано, что долгосрочное низкоуровневое облучение повреждает ДНК.

3. Радиоактивные отходы от атомных электростанций могут оставаться активными в течение сотен тысяч лет. В настоящее время большая часть радиоактивных отходов хранится на электростанции. Однако, на Чернобыльской атомной электростанции (ЧАЭС) уже не хватает места для захоронения радиоактивных отходов, а на переработку всех накопленных жидких радиоактивных отходов необходимо почти 29 лет.

В настоящее время найти новые участки для захоронения будущих радиоактивных отходов не удастся.

Другой проблемой является неопределенность в отношении долговечности и прочности контейнеров, использующихся для захоронения радиоактивных отходов.

В общей сложности в реакторе АЭС из уранового топлива образуются посредством деления атомов около 300 различных радионуклидов, из которых более 30 могут попасть в атмосферу [3]. Среди них изотопы представленные в таблице 1.

Таблица 1

Периоды полураспада изотопов

<i>Изотоп</i>	<i>Период полураспада</i>
йод-129	16 млн лет
углерод-14	5730 лет
цезий-137	30 лет
тритий	12,3 года
криптон	10,6 лет
йод-131	8 суток

4. Существуют две основные проблемы окружающей среды, связанные с системами охлаждения, использующимися для предотвращения перегрева атомных электростанций.

Во-первых, система охлаждения вытягивает воду из источника: океана, реки или озера. Рыбы непреднамеренно попадают в приемник системы охлаждения и погибают.

Во-вторых, после того, как вода используется для охлаждения электростанции, она возвращается в водоем, становясь приблизительно на 25 градусов выше, чем была изначально, что убивает многие виды рыб и растительности.

5. В случае аварий на АЭС, окружающая среда и население близлежащих поселений подвергнется воздействию высоких уровней радиации [4].

Литература

1. Название ресурса: <http://www.bfs.de>
2. Соловьев В., Ильин Л., Баранов А. и др. Ближайшие медицинские последствия радиационных инцидентов за полувековой период деятельности атомной отрасли // Саратовский научно-медицинский журнал. 2013. Т. 9, № 4, с. 901-904.
3. Яблоков А. В. Миф об экологической чистоте атомной энергетики/ Масштабы газо-аэрозольных выбросов АЭС. — М.: Учебно-методический коллектор «Психология», 2001. — С. 13—18. — 137 с.
4. Название ресурса: <https://sciencing.com/energy/>

ОЧИСТКА ПОДЗЕМНЫХ ВОД С ПОМОЩЬЮ ФИЛЬТРОВАЛЬНОГО КОМПЛЕКСА

*А.Р. Винокуров, Д.В. Посохов, В.С. Кузьмин
НИ ТПУ, г. Томск, Россия*

Одной из серьёзных проблем на сегодня в мире является недостаток питьевой воды, ее качественные изменения, несоответствие санитарно-гигиеническим требованиям[1, 2]. По

оценкам экспертов, дефицит пресной воды быстро растет [3]. Эксплуатирующиеся водоочистные сооружения построены, как Поверхностные воды не всегда могут быть использованы для организации централизованного водоснабжения в силу их уязвимости от антропогенного загрязнения. Реки по берегам которых расположены наиболее крупные населенные пункты, достаточно сильно загрязнены в результате многочисленных сбросов неочищенных стоков от промышленной деятельности, сельскохозяйственного производства, лесозаготовительных работ, добычи нефти и газа.

Для очистки подземных вод от присутствующих загрязнений: железо, марганец, жёсткость, применяют комбинацию различных методов соединённых в конечном водоочистном комплексе. Выбор методов и оборудования, для очистки подземных вод, как правило, осуществляют в зависимости от качества очищаемой воды: диапазон загрязнений, концентрация загрязнений и т. д. На практике применяют различные водоочистные комплексы для очистки подземных вод, состоящие из отдельных модулей разных производителей.

В процессе очистки, вода из скважины подаётся на механический фильтр, где происходит удаление крупных механических частиц находящихся в воде. Далее в аэроколоне, происходит насыщение воды кислородом, или озоном, для окисления находящихся в ней загрязнений. Потом вода подаётся в модуль с каталитической загрузкой ОДМ-2Ф, где происходит окисление железа и марганца, с переходом их в нерастворимое состояние. После каталитической обработки воды происходит удаление солей жёсткости в модуле с загрузкой Softnor. Далее, вода прошедшая первичную очистку поступает в накопительную ёмкость, где поддерживается её запас. С помощью насоса второго подъёма, вода из накопительной ёмкости поступает в первый фильтр, заполненный природным цеолитом Чугуевского месторождения с размером фракции 0,5 – 1,5 мм. Далее вода проходит второй фильтр, заполненный наноструктурным сорбционным материалом на основе пирита и глауконита модифицированного

наночастицами оксигидроксида алюминия, где происходит более тонкая очистка. Размер гранул у данного сорбента 0,5 – 1,5 мм. После второго фильтра, вода поступает в третий модуль, где находится микробиологический адсорбент в виде керамики модифицированной наночастицами оксигидроксида алюминия, с размером фракции 0,1 – 1 мм.

Основное отличие созданного водоочистного комплекса от огромного числа, имеющихся сегодня на рынке, это отсутствие модуля с ионообменными смолами и как следствие реактентного бака с солью (NaCl). Также для более качественной очистки воды здесь присутствуют модули с природным цеолитом и наноструктурным сорбентом. Вместо лампы ультрафиолетового облучения, здесь присутствует фильтровальный модуль с микробиологическим адсорбентом. Имеется ряд преимуществ использования микробиологического адсорбента перед УФ облучением. Во-первых, УФ облучение очень плохо действует, если в воде присутствуют механические примеси, которые препятствуют уничтожению имеющихся в воде микроорганизмов. Во-вторых, УФ стерилизация является технологически сложным процессом. В- третьих, после действия УФ облучения, мёртвые тельца микробов разлагаются с выделением в очищенную воду ядовитых токсинов.

Литература

1. Тягунова Г. В., Ярошенко Ю. Г. Экология: учебник - М.: Интермет Инжиниринг, 2000. – 300 с.
2. Клячков В. А., Апельцин И. Э. Очистка природных вод. М.: Стройиздат. 1971. 579 с.
3. Фрог Б. Н., Левченко А. П. «Водоподготовка».-М., Изд-во МГУ, 1996 .

СИСТЕМА ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА НВ АЭС

*Булатова Е.Н., Савалюк А.Г.
НВПК НИЯУ МИФИ, г. Нововоронеж, Россия*

Возрастающий интерес к проблеме экологической безопасности атомной отрасли во всём мире, обуславливает необходимость анализа стояния экологической потенциала, выявления очагов и источников экологической опасности, связанных с выработкой атомной электроэнергии. «Использование атомной энергетики в мирных целях — это надёжная основа для удовлетворения энергетических потребностей устойчивым, экологически безопасным и экономически выгодным способом» [1].

Анализ научных работ показывает, что на современном этапе существует множество работ по рассмотрению экологической безопасности: С.Л. Байдаков, Н.Н. Веденин, О.Л. Дубовик, М.И. Клеандровым, Е.В. Рюминой, Е.В. Хлобыстова, А.Г. Шмаль и др. Статистические и аналитические данные, опубликованные в государственных докладах официальных отчётах Госкорпорации «Росатом», Министерства природных ресурсов, Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) и других организаций, также показывают интерес к проблеме, связанной с выявлением роли экологической безопасности в атомной отрасли [2].

Опираясь на практический опыт систематизации экологического менеджмента предприятий атомной отрасли рассмотрим его применение на примере Нововоронежской атомной электростанции. Представим некоторые выдержки из отчёта за 2016г. предприятия, согласно данным, приведённым интернет ресурсом [3].

Для понимания персоналом целей, основных принципов и обязательств Нововоронежской АЭС, все они сочетаются со следующими основными принципами:

- принцип сочетания экологических, экономических и социальных интересов Нововоронежской АЭС.
- принцип научной обоснованности.
- принцип соответствия законодательным и другим нормативным требованиям и стандартам.
- принцип постоянного совершенствования.
- принцип предупреждения негативного.

- принцип готовности предотвращению техногенных аварий и иных чрезвычайных ситуаций.
- принцип системности учетом многофакторности аспектов безопасности.
- принцип обязательности оценки воздействия намечаемой деятельности на окружающую среду;
- принцип информационной.

Мы считаем, что соблюдение данных принципов, позволяет систематизировать и рационализировать деятельность любого предприятия атомной отрасли, реализовывать политику экологического менеджмента на высоком уровне, формировать дееспособную культуру безопасности выражающееся в ответственном отношении, как работников, так и предприятий за свою деятельность, делая её перспективной в области экологической безопасности.

Литература

1. Диссертация по праву: <http://lawtheses.com/ekologopravovoe-obespechenie-yadernoy-bezopasnosti-obektov-atomnoy-energetiki#ixzz4yKkeGARQ>
2. В.А. Турлак, формирование региональной структуры экологической безопасности (на примере радиационной безопасности) Автореферат, 2009г.
3. Экологическая политика Нововоронежской АЭС [Электронный ресурс] // Нововоронеж, время обращения 13.11.2017г. URL:<http://www.rosatom.ru/upload/iblock/14a/14adadf1ee2b27110a19616bdee1cb34.pdf>

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В Г. ВОЛГОДОНСК РОСТОВСКОЙ ОБЛАСТИ

В.В. Бриж, О.А. Васильчук

Ростовская атомная электрическая станция (РоАЭС), расположенная на берегу Цимлянского водохранилища, эксплуатируется с 2001 года. В настоящее время на атомной электрической станции (АЭС) работают три энергоблока с реакторами ВВЭР-1000. Ввод в эксплуатацию четвертого энергоблока планируется на четвертый квартал 2017 года, после чего Ростовская область войдет в десятку регионов - лидеров страны по производству электроэнергии.

На территории РоАЭС выполняется экологический контроль, в ходе которого проводится определение компонентов природных и сточных вод, мощности дозы на местности вокруг АЭС, анализ состояния поверхностного слоя почвы, полевой растительности, а также пищевых продуктов местного производства.

Каждый год атомная станция проводит забор воды из Цимлянского водохранилища, годовой объем которого не превышает предельно допустимого значения (65000,0-85000,0 тыс. м³).

Лаборатория охраны окружающей среды производит инструментальный контроль качества воды по гидрохимическим показателям, а также контроль качества всех сбросов, с целью определения влияния сбросов на качество воды водоёма-охладителя и Цимлянского водохранилища. Валовый сброс загрязняющих веществ со сточными водами по выпуску №1, прошедших биологическую очистку на очистных сооружениях канализации зоны «свободного» режима водоёма-охладителя (хлориды, сульфаты, нитраты, нефтепродукты и др.), составлял 46,552 – 49,458 тонн/год, что не превышает лимит валового сброса (111,136 тонн/год). Одновременно состояние водоёма зависит от теплового загрязнения, в большей степени зависящего от температуры окружающего воздуха (весовой коэффициент показателей внешнего воздействия $\alpha(t_{1B})=0,85$), нежели от теплового воздействия РоАЭС ($\alpha(Q_{\text{энер}})=0,15$).

В окрестности атомной станции расположены посты контроля для измерения содержания радионуклидов в атмосферном воздухе, мощности дозы гамма-излучения, позволяющие получать информацию о радиационной обстановке. По данным автоматизированной системы контроля было выявлено, что средние радиационные показатели (0,09 мкЗв/час) не превышают среднего уровня по РФ (0,10 мкЗв/час). Население г. Волгодонска получает облучение от предприятий, использующих источник ионизирующего излучения 0,25% от коллективной дозы облучения.

За рассмотренный период с 2013 г. по 2016 г. проанализированные и документально подтвержденные данные о воздействии Ростовской АЭС на окружающую среду свидетельствуют о минимально возможном воздействии на окружающую обстановку и обеспечении сохранения природных систем.

Литература

1. Шаврак Е.И. и др. Оценка экологической безопасности территории размещения Ростовской АЭС [Текст] / Е.И. Шаврак, М.В. Гуляев, В.М. Сапельников // Глобальная ядерная безопасность, - 2013. - №1. С. 19-25.
2. Радиационная обстановка на территориях Росатома [Электронный ресурс]. – 2017. – Режим доступа:URL: <http://www.russianatom.ru>. – 01.09.2017.
3. Отчеты по экологической безопасности по итогам 2013 -2016 гг. – Изд. Росэнергоатом, г. Волгодонск, 2014-2017. - Росэнергоатом, г. Волгодонск.

ОЦЕНКА ЗАЩИТНЫХ БАРЬЕРОВ НА ХРАНИЛИЩЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ВО ВЬЕТНАМЕ И В ОБНИНСКЕ В РОССИИ

*Чан Конг Ньят Лань, Б.И.Сынзыныс
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Цель работы: Оценить защитные барьеры для радиации на хранилищах РАО (хранилищах радиоактивных отходов) во Вьетнаме и в Обнинске.

Характеристика хранилищ РАО во Вьетнаме и Обнинске (рисунки-схемы).

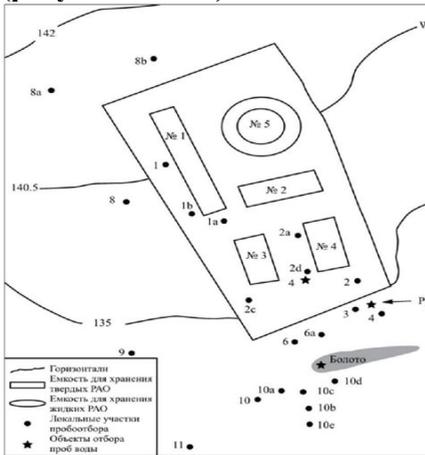


Схема хранилища радиоактивных отходов в Обнинске (Общий объем ~ 2500 м³)

На уровне 0 м



На уровне - 5,7 м

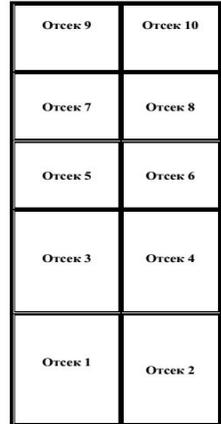


Схема хранилища радиоактивных отходов в Далате (Вьетнам), (Общий объем 750 м³)

Задача 1: Метод определения риска для здоровья населения в зоне влияния хранилища радиоактивных отходов.

Сценарий	Риск от облучения		Суммарный риск от облучения радионуклидами
	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	
Утечка жидкости	$2,7 \cdot 10^{-8}$	$2,3 \cdot 10^{-5}$	$2,3 \cdot 10^{-5}$
Ресуспензия пыли	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$4,3 \cdot 10^{-3}$
Затопление	$9,7 \cdot 10^{-8}$	$3,1 \cdot 10^{-4}$	$3,1 \cdot 10^{-4}$
Пожар	$1,1 \cdot 10^{-1}$	$9,1 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$

Задача 2 : Методы определения экологического риска для живых организмов .прилегающей экосистемы. 6 этапов:

- 1.Необходимо выбрать экосистему.
- 2.Выбор референтных видов и референтных показателей и выявление их ответной реакции на действие загрязняющих веществ.

3. Полученные в предыдущем пункте зависимости используются для выявления критических нагрузок загрязняющих веществ на референтные виды и показатели.
4. Выполняется построение карт геоинформационных систем (ГИС) исследуемой экосистемы.
5. Определение процента площади с превышением критической нагрузки от общей площади экосистемы по карте ГИС.
6. Определения вероятности развития негативных изменений в экосистеме.

Задача 3: Расчет защитных барьеров для (гамма –излучения)

- Стальные металлические бочки: 0,5 см
- Стальные контейнеры: 10,2 см
- Железобетонные конструкции: 32,8 см
- Глиняный замок : 50,0 см
- Участок хранилища заполнен из гравия, глины и почвы.

Выводы:

1. Радиационные риски для здоровья населения могут реализоваться по различным сценариям развития аварии на хранилище РАО: за исключением сценариев «утечка жидкости» и «затопления» риски от действия излучения ^{137}Cs не превышают приемлемые для людей значения 10^{-6} год $^{-1}$; от воздействия ^{90}Sr радиационные риски для населения не приемлемы.
2. Для прилегающей к хранилищу РАО территории вероятность развития негативных изменений составляет 99% , что значительно превышает приемлемую величину риска (5%).
3. Для создания защитного от излучения ^{137}Cs и ^{90}Sr барьера, обеспечивающего не превышение допустимого предела дозы облучения для населения 1 мЗв/год (НРБ/99/2009) необходимо организовать защитные барьеры из стали толщиной 10,2 см ; железобетона 32,8 см; и глиняный замок толщиной 50,0 см.

Литература

1. Лаврентьева Г.В., Бахвалов А.В., Момот О.А., Мирзеабасов О.А., Сынзыныс Б.И. Выбор референтных организмов, определение критических нагрузок и оценка экологического риска для территорий длительного хранения низкоактивных радиоактивных отходов ; Обнинск: ИАТЭ, 2013, с17- 27 с

2.Нгуен Нхи Диен «Обращение с радиоактивными отходами при ядерных исследованиях в институте Далат». Далат,2017

ИЗВЛЕЧЕНИЕ ЖЕЛЕЗА ИЗ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕЧНОГО ПЕСКА

*Посохов Д.В., Кузьмин В.С.
НИ ТПУ, г. Томск, Россия*

Проблема очистки воды имеет сегодня первостепенное значение [1]. Для удаления механических загрязнений из очищаемых вод применяют различные загрузки к фильтрам [2]. Среди наиболее дешёвых и доступных загрузок используют речной (кварцевый) песок [3]. После забивания слоя песка механическими загрязнениями, его регенерируют обратной промывкой, освобождая от грязи.

Но кроме механических загрязнений находящихся в гидросфере, в воде присутствуют также химические примеси. Одним из наиболее часто встречающихся в воде химических элементов является железо в двух, или трёхвалентном состоянии. Представляет определённый интерес, возможность использования речного песка для извлечения железа из воды.

Целью данной работы является исследование свойств различных образцов речного песка, при извлечении ионов Fe^{3+} из модельного раствора.

Для исследований были взяты 4 образца речного песка: № 1 – песок из Вьетнама (провинция Фантьет) светло-коричневого цвета; № 2 - песок из Вьетнама (провинция Фантьет) тёмно-красного цвета; № 3 - песок из Вьетнама (провинция Фантьет) светло-коричневого цвета; № 4 - песок из России (п. Киреевск, Томск) серого цвета.

Красноватый цвет песков из Вьетнама объясняется насыщенностью их структуры железом, которое вымывалось из почвы дождями и на протяжении долгого времени оседало на песках.

Для оценки структурных характеристик образцов песка использовали метод тепловой десорбции азота. По данным

измерения оценивали площадь удельной поверхности и значения удельного объема пор образцов с использованием анализатора «СОРБТОМЕТР М».

Вымывание железа из образцов песка проводилось в дистиллированной воде, с использованием магнитной мешалки. Пропорции брались в соотношении 1 г песка на 100 см³ дистиллированной воды.

Процесс сорбции проводился в статическом режиме, с использованием магнитной мешалки, при скорости вращения до 200 об/мин. Для проведения эксперимента брали навеску исследуемого образца песка массой 0,5 г, помещали её в стеклянный стакан объёмом 100 см³ и заливали 50 см³ модельного раствора, содержащего ионы Fe³⁺, с начальной концентрацией 11,3 мг/дм³. Модельный раствор готовили на дистиллированной воде с использованием государственного стандартного образца состава ионов железа. Процесс сорбции проводили при разном времени контакта – 1, 5, 15, 30, 60 и 150 минут. После проведения процесса перемешивания, раствор отфильтровывали от материала на бумажном фильтре «синяя лента». Исходные и конечные концентрации ионов Fe³⁺ в растворе определяли с помощью метода фотоколориметрии.

В результате проведённой работы, была определена удельная поверхность и удельный объём пор у исследуемых образцов песка. Проведены сорбционные исследования образцов песка по извлечению ионов Fe³⁺ из модельного раствора. В рамках данных исследований удалось сделать вывод о возможности не очень эффективного использования речного песка, для очистки водных сред от ионов Fe³⁺.

Литература

1. Тягунова Г. В., Ярошенко Ю. Г. Экология: учебник - М.: Интермет Инжиниринг, 2000. – 300 с.
2. Клячков В. А., Апельцин И. Э. Очистка природных вод. М.: Стройиздат. 1971. 579 с.
3. Фрог Б. Н., Левченко А. П. «Водоподготовка». -М., Изд-во МГУ, 1996 .

ИЗВЛЕЧЕНИЕ ЖЕЛЕЗА ИЗ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕЧНОГО ПЕСКА

Посохов Д.В., Кузьмин В.С.

НИ ТПУ, г. Томск, Россия

Проблема очистки воды имеет сегодня первостепенное значение [1]. Для удаления механических загрязнений из очищаемых вод применяют различные загрузки к фильтрам [2]. Среди наиболее дешёвых и доступных загрузок используют речной (кварцевый) песок [3]. После забивания слоя песка механическими загрязнениями, его регенерируют обратной промывкой, освобождая от грязи.

Но кроме механических загрязнений находящихся в гидросфере, в воде присутствуют также химические примеси. Одним из наиболее часто встречающихся в воде химических элементов является железо в двух, или трёхвалентном состоянии. Представляет определённый интерес, возможность использования речного песка для извлечения железа из воды.

Целью данной работы является исследование свойств различных образцов речного песка, при извлечении ионов Fe^{3+} из модельного раствора.

Для исследований были взяты 4 образца речного песка: № 1 – песок из Вьетнама (провинция Фантьет) светло-коричневого цвета; № 2 - песок из Вьетнама (провинция Фантьет) тёмно-красного цвета; № 3 - песок из Вьетнама (провинция Фантьет) светло-коричневого цвета; № 4 - песок из России (п. Киреевск, Томск) серого цвета.

Красноватый цвет песков из Вьетнама объясняется насыщенностью их структуры железом, которое вымывалось из почвы дождями и на протяжении долгого времени оседало на песках.

Для оценки структурных характеристик образцов песка использовали метод тепловой десорбции азота. По данным измерения оценивали площадь удельной поверхности и

значения удельного объема пор образцов с использованием анализатора «СОРБОМЕТР М».

Вымывание железа из образцов песка проводилось в дистиллированной воде, с использованием магнитной мешалки. Пропорции брались в соотношении 1 г песка на 100 см³ дистиллированной воды.

Процесс сорбции проводился в статическом режиме, с использованием магнитной мешалки, при скорости вращения до 200 об/мин. Для проведения эксперимента брали навеску исследуемого образца песка массой 0,5 г, помещали её в стеклянный стакан объёмом 100 см³ и заливали 50 см³ модельного раствора, содержащего ионы Fe³⁺, с начальной концентрацией 11,3 мг/дм³. Модельный раствор готовили на дистиллированной воде с использованием государственного стандартного образца состава ионов железа. Процесс сорбции проводили при разном времени контакта – 1, 5, 15, 30, 60 и 150 минут. После проведения процесса перемешивания, раствор отфильтровывали от материала на бумажном фильтре «синяя лента». Исходные и конечные концентрации ионов Fe³⁺ в растворе определяли с помощью метода фотоколориметрии.

В результате проведённой работы, была определена удельная поверхность и удельный объём пор у исследуемых образцов песка. Проведены сорбционные исследования образцов песка по извлечению ионов Fe³⁺ из модельного раствора. В рамках данных исследований удалось сделать вывод о возможности не очень эффективного использования речного песка, для очистки водных сред от ионов Fe³⁺.

Литература

1. Тягунова Г. В., Ярошенко Ю. Г. Экология: учебник - М.: Интермет Инжиниринг, 2000. – 300 с.
2. Клячков В. А., Апельцин И. Э. Очистка природных вод. М.: Стройиздат. 1971. 579 с.
3. Фрог Б. Н., Левченко А. П. «Водоподготовка». -М., Изд-во МГУ, 1996 .

ИССЛЕДОВАНИЕ РЕЖИМОВ ГЕНЕРАЦИИ ДИФFUЗНЫХ РАЗРЯДОВ В ВОЗДУХЕ АТМОСФЕРНОГО ДАВЛЕНИЯ ДЛЯ ПРИМЕНЕНИЯ В СИСТЕМАХ ОЧИСТКИ ГАЗОВЫХ ВЫБРОСОВ ОТ ВРЕДНЫХ ПРИМЕСЕЙ

*И.С. Масленникова, А.Е. Новожилов, С.П. Масленников
Россия, г. Москва, НИЯУ «МИФИ»*

Современные экологические проблемы, связанные с техногенным воздействием на атмосферу, требуют повышения требований к системам очистки газовых выбросов, которые внедряются на различных производствах (в том числе на предприятиях атомной энергетики) и на транспорте. Одним из перспективных направлений развития способов очистки от вредных примесей и обеззараживания газовых сред является использование электрофизических процессов, в частности, методов разложения примесей с помощью низкотемпературной неравновесной плазмы.

В данной работе приведены результаты экспериментальных исследований режимов генерации диффузных разрядов с объемной пространственной структурой в воздушной среде атмосферного давления под действием высоковольтных импульсов напряжения наносекундной длительности. Сами диффузные разряды можно генерировать в воздушной среде без применения специальных газовых ингредиентов, при этом они обладают достаточно высокой активностью плазмохимических процессов, а их разрядная область может иметь достаточно большие объемы.

Основу системы импульсного электропитания описанной экспериментальной установки составляет генератор высоковольтных импульсов с амплитудой до 60 кВ и частотой повторения до 1 кГц [1]. В проведенном цикле исследований длительность импульсов на полувывоте изменялась в диапазоне 30–50 нс при длительности фронтов менее 10 нс. Характерной особенностью работы генератора является выраженная

нелинейность плазменной нагрузки, вследствие чего параметры импульсов напряжения (форма, длительность, амплитуда) зависели от условий зажигания разряда.

Исследования импульсных диффузных разрядов были проведены с использованием комбинированной электродной системы, в которой реализовались условия одновременного возбуждения разрядов двух типов: поверхностного барьерного и объемного диффузного. Барьерный разряд, развивался вдоль поверхности диэлектрической пластины, что обеспечивало предварительную ионизацию прилегающего слоя газа и служило плазменным катодом для диффузного разряда.

Экспериментальные исследования продемонстрировали суммирующий эффект взаимодействия двух типов разрядов, что способствовало повышению пространственной однородности генерируемой неравновесной плазмы. Для обеспечения условий стабильного горения объемного разряда при длительностях импульсов напряжения ~ 30 нс средняя напряженность электрического поля в основном разрядном промежутке не должна была превышать 40 кВ/см.

Электрические параметры и форма разряда оставались неизменными при увеличении частоты повторения импульсов питающего напряжения до 100 Гц, дальнейший рост частоты нарушал условия горения разряда и его энергетические параметры резко изменялись. Выявлено существование порогового уровня удельной мощности разрядов ($0,2-0,3$ Вт/см³), при превышении которого нарушалась однородность пространственной структуры последних и происходила контракция.

Литература

1. Крастелев Е.Г., Масленников С.П. Генератор высоковольтных наносекундных импульсов для возбуждения диффузных газовых разрядов при атмосферном давлении. ПТЭ №5, 2009, с.98-101

ПРОЕКТИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ НА ЗАВОДЕ ПО РЕГЕНЕРАЦИИ ТОПЛИВА

Пермикина Е.Е., Овсенёв А.Е., Пермикин А.А.
НИ ТПУ, г. Томск, Россия

На сегодняшний день особенно актуальным является вопрос обеспечения безопасности ядерного объекта, что требует специального обращения с ядерными материалами.

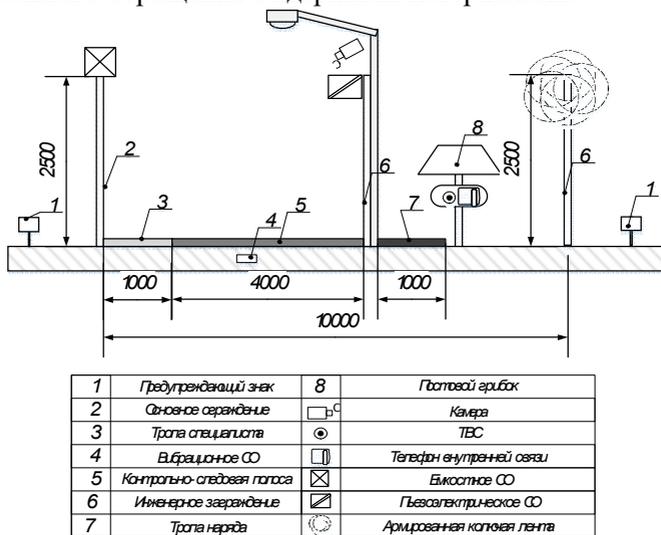


Рис. 1. Оснащение периметра защищенной зоны

Литература

1. Об использовании атомной энергии: Федеральный закон от 21 ноября 1995 N 170-ФЗ в ред. от 30.03.2016 // Собрание законодательства РФ. – 1995. – N 48. – Ст. 4552.

Физическая защита ядерного объекта представляет собой систему планирования, координирования, контроля и осуществления комплекса технических и организационных мер,

направленных на предотвращение хищения или порчи ядерных материалов и радиоактивных веществ, а так же обнаружение и пресечение диверсионных и террористических актов, угрожающих безопасности ядерных установок, радиоактивных веществ и пунктов хранения ядерных материалов.

В результате работы был проведен анализ объекта с точки зрения обеспечения безопасного обращения с ядерными материалами. Согласно требованиям к организации системы физической защиты на ядерном объекте спроектировано размещение комплекса инженерно-технических средств физической защиты на периметре защищенной зоны (рисунок 1).

СЕКЦИЯ VI
ИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ
ПРИМЕНЕНИЕ АЛГОРИТМА ЛОГИСТИЧЕСКОЙ
РЕГРЕССИИ В ЗАДАЧАХ ДИАГНОСТИКИ

Е.С. Горенков, А.О. Скоморохов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

Прикладные программы и инструменты диагностических информационных систем позволяют автоматизировать рабочий процесс и совершенствовать методы диагностирования. Ключевыми задачами интеллектуального анализа данных являются классификация, регрессия, предсказание и др. В работе исследовался метод логистической регрессии.

Логистическая регрессия – инструмент для решения задачи распознавания [1]. Для решения задач использовалась следующая логистическая функция (1):

$$P = \frac{e^t}{1 + e^t} \quad (1)$$

$$t = p_0 + p_1x_1 + p_2x_2 \dots + p_mx_m \quad (2)$$

где, P – выходное (предсказанное) значение, полученное из модели логистической регрессии, t – регрессионная модель (2).

Без логистической регрессии и ROC- анализа – аппарата для анализа качества моделей – невозможно построение моделей в медицине и проведение клинических исследований. В последние годы логистическая регрессия получила распространение в скоринге для расчета рейтинга заемщиков и управления кредитными рисками [2]. Поэтому, логистическую регрессию и ROC-анализ почти всегда можно увидеть в наборе Data Mining алгоритмов.

Из сказанного выше целью работы является изучение программного обеспечения и современных методов решения задач диагностики на примере работы с фактическими данными.

В данной работе идет работа с набором данных, содержащим информацию по диагностике сахарного диабета [3].

В массиве данных присутствовали 392 объекта (пациентки), каждый из которых описывался девятью признаками, такими как: концентрация плазмы-глюкозы в крови, кровеносное давление, толщина кожи, индекс массы тела, возраст, число беременностей, содержание сыворотки инсулина, наличие диабета в роду. Все данные являются числовыми, а задача представляет собой распознавание больных сахарным диабетом. Все расчеты проводились в программной среде R [4].

При расчете логистической регрессии и ROC анализа использовалась функции из пакетов stats [5] и ROCR [6]. По итогу найдены значимые параметры (Glucose, Body Mass Index, Diabetes Pedigree Function), в большей мере влияющие на конечный результат, так-же оценены ошибки первого и второго рода, и рассчитана точность модели, которая составила 86%.

Полученные результаты показывают перспективность использования алгоритма логистической регрессии в задачах диагностики объектов и будут применены при разработке алгоритмов диагностирования АЭС.

Литература

1. Барсегян, А.А. Степаненко В.В. Технологии анализа данных: Data Mining 2-е издание, (БХВ-Петербург, 2007.);
2. Владимир Р. Data Mining, или Интеллектуальный анализ данных для занятых.
3. Pima Indians Diabetes Data Set [сайт]. Режим доступа: <https://archive.ics.uci.edu/ml/datasets/Pima+Indians+Diabetes> (Дата обращения 04.03.17)
4. The R Project for Statistical Computing [сайт]. Режим доступа: <https://www.r-project.org/> (Дата обращения 07.03.17)
5. The R Stats Package [сайт]. Режим доступа: <https://stat.ethz.ch/R-manual/R-devel/library/stats/html/00Index.html> (Дата обращения 08.03.17)
6. ROCR [сайт]. Режим доступа: <http://rocr.bioinf.mpi-sb.mpg.de/> (Дата обращения 08.03.17)

АНАЛИТИЧЕСКИЕ ТРЕНАЖЕРЫ АЭС КАК СРЕДСТВА РАСШИРЕНИЯ ОБРАЗОВАТЕЛЬНЫХ РЕСУРСОВ ВУЗОВ

*А.В. Левченко, О.Б. Дугинов,
ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск, Россия*

В ядерной отрасли существует постоянная потребность в компетентных, высокообразованных специалистах в самых различных областях: ученых, работниках АЭС и смежных отраслей, управленческий персонал и т.д. Профессиональное обучение обычно направлено на освоение того или иного навыка, который, в сочетании с необходимыми академическими знаниями, обеспечит формирование требуемых компетенций персонала.

Для отработки у персонала практических навыков эксплуатации АЭС должны использоваться технические средства обучения, включая тренажеры различных типов, в том числе и реакторный тренажер. Как правило, тренажеры АЭС имитируют большинство систем АЭС и проблема заключается в том, что выпускники вузов, не имеют достаточных навыков работы с реакторными тренажерами из-за их сложности и недостатка образовательных ресурсов у университетов.

Для решения данной проблемы предлагается линейка тренажеров различной степени сложности:

- Для профессионального использования на атомных станциях и центрах подготовки персонала АЭС. Эти тренажеры подробно моделируют основное и вспомогательное оборудование и системы атомной станции: реакторное отделение, турбинное отделение, систему управления.
- Для практического обучения в университетах и центрах повышения квалификации. Тренажеры данного уровня являются адаптированной версией профессиональных тренажеров. Моделируются только основные системы, при этом использованные модели аналогичны тренажерам для профессионального использования. Предназначен как для индивидуальной работы, так и для командной, когда контроль

за системами распределен между несколькими пользователями.

- Для обучения и исследований по образовательным программам в области реакторной физики и технологии АЭС. В данных тренажерах моделируется только активная зона различных типов реакторов. Доступны режимы статического и динамического расчета. Полностью ручное управление и отсутствие защит и блокировок открывает широкие возможности для самостоятельных занятий.
- Тренажер начального уровня. Простейший тренажер базовых принципов управления ядерным реактором, позволяющий моделировать загрузку топлива и работу на разных уровнях мощности с учетом обратных связей. Не требует каких либо специальных знаний – вся необходимая информация в доступной форме дается во время занятия.

Использование такого подхода с реализацией тренажеров разного уровня сложности позволяет добиться того, что знания и навыки, которыми обладают выпускники, более точно соответствуют потребностям отрасли и работодателя.

ПРИМЕНЕНИЕ ПРОСТРАНСТВЕННОГО АНАЛИЗА В ГЕОИНФОРМАЦИОННЫХ СИСТЕМАХ

*И.М. Подгорнов, Е.С. Горенков, О.А. Мирзеабасов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

Сегодня трудно переоценить роль, которую информационные технологии играют в деятельности предприятий и организаций. Правильное использование современных средств автоматизации позволяет существенно повысить эффективность технологических процессов. Значительная часть данных, обрабатываемых в процессе деятельности предприятия, может быть сопоставлена с конкретными точками земного пространства. Такие данные называются пространственными. Ярким примером пространственных данных является уровень загрязнения рек. В данном примере информация может быть представлена с одной

стороны в виде пространственных объектов и связанных с ними атрибутов с другой. Подобное разделение пространственных данных на координатную и атрибутивную составляющие лежит в основе геоинформационных систем.

Пространственный анализ является одним из основных методов интерпретации данных, используемых в геоинформационных системах [1]. Это набор алгоритмов, обеспечивающих анализ местоположения, связей и иных пространственных отношений пространственных объектов, включая анализ зон видимости/невидимости, анализ соседства, анализ сетей, создание цифровых моделей рельефа и т.д

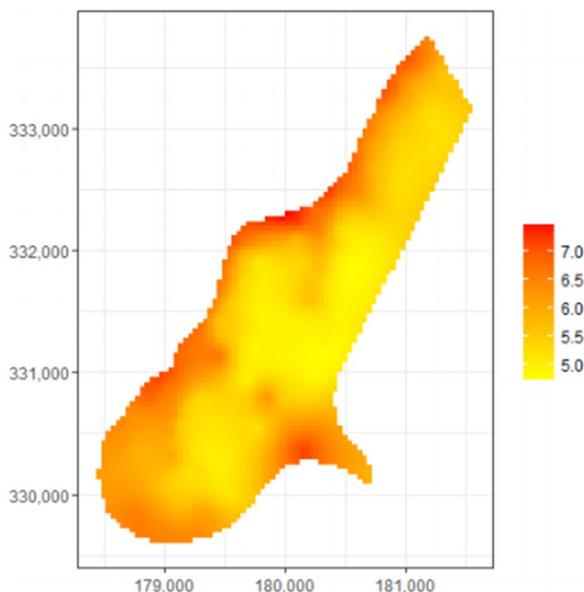


Рисунок 1. Результат пространственного анализа концентрации цинка вдоль реки Маас

По результатам произведенных расчетов можно сделать вывод, что тенденция высокой концентрации металлов наблюдается у побережья реки.

Из сказанного выше целью работы является изучение программного обеспечения и современных методов

решения задач пространственного анализа на примере работы с фактическими данными.

В данной работе произведен анализ набора данных, содержащих информацию по концентрации 4 химических элементов взятых с реки Маас в Нидерландах [2].

В массиве данных присутствовали 155 наблюдений, каждое из которых описывалось 14 признаками: координаты (широта и долгота), данные по 4 химическим элементам (кадмий, цинк, медь, свинец), а так же вспомогательные данные описывающие окружающее состояние в местах наблюдений.

При проведении пространственного анализа (построения вариограммы и вычисления кригинга) использовались функции из пакета gstat[3].

Литература

1. Л.М. Бугаевский, В.Я. Цветкова Геоинформационные системы (Москва «Златоуст», 2000)
2. Dataset of soil properties near river Meuse [сайт]. Режим доступа: <https://github.com/filipkral/meuse>
3. Gstat: Geostatistical Modelling [сайт]. Режим доступа: <https://cran.r-project.org/web/packages/gstat/index>

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ВИРТУАЛЬНОЙ РЕАЛЬНОСТИ ДЛЯ ПОДГОТОВКИ ПЕРСОНАЛА АТОМНОЙ СТАНЦИИ

*Виштак О.В., Фролов М.В.
БИТИ НИЯУ МИФИ, г. Балаково, Россия*

Безопасная, надежная и эффективная эксплуатация АЭС обеспечивается успешным функционированием системы подготовки, поддержания и повышения квалификации и психологического обеспечения персонала. Обучение и психологическое сопровождение работников Концерна Росэнергоатом проводятся в соответствии с требованиями законодательных и нормативно-правовых актов федеральных

органов исполнительной власти, локальных нормативных актов Госкорпорации «Росатом» и Концерна.

На атомных станциях подготовка и поддержание квалификации персонала атомных станций осуществляется в учебно-тренировочных центрах (УТЦ). УТЦ располагают современными техническими средствами обучения: полномасштабными и аналитическими тренажерами, тренажерными обучающими системами, учебными стендами. Учебные аудитории для теоретического обучения персонала, для специализированного обучения, лаборатории и мастерские оснащены современным оборудованием, включая компьютерные обучающие системы, мультимедийные информационные системы, многофункциональные интерактивные и автоматизированные комплексы.

Но, учитывая, что в дидактическом цикле обучения очень важное место занимает не только теоретическое обучение, но и совершенствование практических профессиональных навыков и умений работы на оборудовании, в настоящее время наиболее эффективным является использование виртуальных моделей. Виртуальные тренажеры обладают мультимедийностью и интерактивностью, что обеспечивает создание условий максимально приближенных к реальным.

Кроме этого виртуальные тренажеры имеют несомненное преимущество перед натурными тренажерами: возможность многократного повторения определенных ситуаций, что позволяет имитировать работу на оборудовании в экстренных ситуациях, экономя ресурсы и исключать риск нарушения норм промышленной безопасности и возникновения техногенных угроз. Учебный процесс, организованный с использованием современных виртуальных тренажеров, для обучающихся является интересным и мотивирует их к достижению должного уровня знаний и профессиональных умений в более сжатые сроки и с высокими результатами.

Также следует отметить, что процесс создания виртуальных тренажеров является достаточно трудоемким, как в технологическом аспекте, так и в дидактическом. Соответственно в группу разработчиков таких сложных

программно-педагогических средств для обучения персонала обязательно следует включать инструкторов-преподавателей, которые имеют большой производственный стаж по работе на соответствующем оборудовании, так и опыт преподавания в УТЦ.

В виду очевидных преимуществ от использования виртуальных тренажеров в подготовке и поддержании квалификации сотрудников атомных станций, где проведение обучения на реальной системе или объекте практически очень затруднено, это направление в разработке средств обучения в сфере дополнительного образования является очень актуальным.

Литература

1. http://www.ecoinform.ru/public/news/details/id_11850
2. <http://www.cadcamcae.lv/N93/64-69.pdf>

МНОГОКАНАЛЬНАЯ СИСТЕМА РЕГИСТРАЦИИ И СБОРА ДАННЫХ ДИАГНОСТИК ПЛАЗМЫ УСТАНОВКИ ИТЭР

Д.В. Николаева¹, П.В. Зубарев², Е.Ю. Миронова¹, С.С. Портоне¹, И.Б. Семенов¹, А.О. Толоконский³, А.Д. Хильченко²
¹ЧУ ГК Росатом «Проектный Центр ИТЭР», г. Москва, Россия
²ИЯФ СО РАН им. Г.И. Будкера, г. Новосибирск, Россия
³НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия

Установка ИТЭР включает в себя более 200 подсистем, в том числе диагностических систем. Многие диагностические системы содержат большое число измерительных каналов (около 50), сигнал по которым должен быть передан на большое расстояние от датчика из зоны, подверженной радиации (Port Cell), до системы управления диагностики в Диагностическое здание. Эти многоканальные диагностические системы создают поток данных более 100 Гбит/с, который в реальном времени должен быть передан в систему управления плазмой.

Для подобных диагностических систем разработана универсальная многоканальная система регистрации и сбора данных.

Система регистрации разделена на две части – на выносную часть, расположенную на минимальном расстоянии от детекторных блоков в помещении Port Cell в условиях сильных радиационных и электромагнитных полей, и основную часть, расположенную в помещении Диагностического здания с нормальными условиями эксплуатации.

Архитектура системы регистрации представлена на рис. 1.

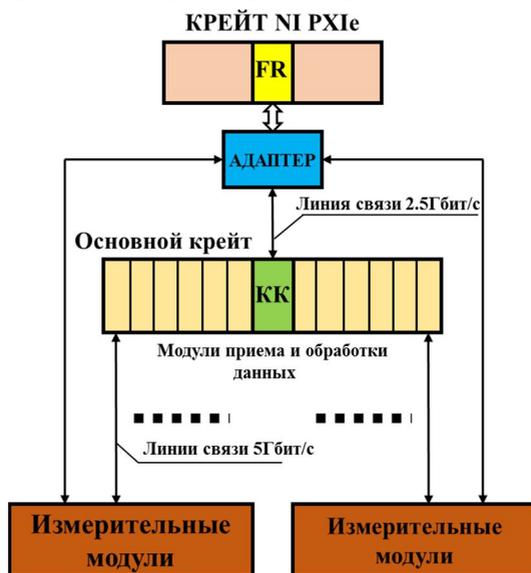


Рис. 1 Архитектура системы регистрации и сбора данных

Выносная часть регистрирует сигнал, оцифровывает его и передает по оптическим линиям связи в цифровую часть на модули обработки данных.

Далее данные передаются через модуль National Instruments FlexRIO PXIe-7966R/5761 в промышленный компьютер для последующей обработки и передачи в центральную систему управления установки ИТЭР.

Литература

1. Journeaux J.-Y. // PCDH – Plant Control Design Handbook Ю. 2013
2. Bertalot L. // System Design Description (DDD) 55.B2 Vertical Neutron Camera. 2014
3. Bertalot L. // Annex B for 55.B2 Vertical Neutron Camera Amendment #5.5.P1.RF.11 VNC. 2014

ПОВЫШЕНИЕ НАГЛЯДНОСТИ И ИНФОРМАТИВНОСТИ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ СТАТИСТИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКИ ДАННЫХ С ПОМОЩЬЮ ЯЗЫКА ПРОГРАММИРОВАНИЯ R

*Д.И. Чулков
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В подавляющем большинстве случаев научно исследовательские работы так или иначе связаны с статистическим анализом данных. Постоянно растущие объемы обрабатываемых данных усложняют не только сам процесс анализа данных, но и наглядного представления и интерпретации его результатов.

Целью работы – представить способ повышения наглядности и информативности результатов статистической обработки данных с помощью создания интерактивных веб-приложений на языке программирования R.

Один из мощнейших и широко используемых инструментов, применяемых для визуализации и статистической обработки данных - язык программирования R. Он также является свободной программной средой вычислений с открытым исходным кодом [1]. Повысить информативность и наглядность результатов статистического анализа данных можно с помощью Shiny – пакета, позволяющего создавать интерактивные веб-приложения на базе R. С помощью простых, но функциональных приложений можно наглядно представить как

графическую, так и цифровую информацию. К тому же, приложения способны моментально пересчитывать значения выходных сигналов, в зависимости от входных переменных.

К привлекательным особенностям Shiny можно отнести следующее:

- простота в использовании. Приложения могут содержать всего несколько строк кода;
- пользовательские интерфейсы могут быть полностью построены с использованием R, или могут быть записаны непосредственно в HTML, CSS и JavaScript для большей гибкости;
- пакет работает в любой среде R (консоль R, Rgui для ОС Windows или Mac, ESS, StatET, RStudio и т.д.) [2];
- веб-приложения способны работать во всех распространенных браузерах в независимости от операционной системы машины;
- для использования веб-приложений нет необходимости знать какой-либо язык программирования кроме R;
- наличие электронного самоучителя и базы с примерами приложений.

Литература

1. А.А. Савельев, С.С. Мухарамова, А.Г. Пилюгин. Использование языка R для статистической обработки данных. Учебно-методическое пособие. – Казань, 2007;
2. Электронный учебник по Shiny. [Электронный ресурс]. Режим доступа: <https://shiny.rstudio.com/> (дата обращения 12.09.17г).

АНАЛИТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ПО ОЦЕНКЕ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ НА ЯДЕРНОМ ОБЪЕКТЕ НА ОСНОВЕ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

*Маковой С.И., Степанов Б.П., Шевелева А.А.
ФГАОУ ВО НИ ТПУ, г. Томск, Россия*

Угроза несанкционированных действий в отношении ядерных материалов и ядерных объектов не теряет своей

актуальности в напряженной политической обстановке. Актуализация методик и средств по анализу и оценке систем физической защиты (СФЗ) является необходимой для повышения защищенности ядерных объектов.

В работе рассмотрены вопросы применения имитационного моделирования на основе элементов теории графов при разработке аналитического комплекса по оценке и анализу СФЗ.

Территория ядерного объекта и элементы комплекса инженерно-технических средств (КИТСФЗ) представляются в виде взвешенного графа. Тогда, зная характеристики КИТСФЗ, возможно определить кратчайшее расстояние от одной вершины до другой, принимая данный участок за критический маршрут нарушителя [1].

Нарушитель способен преодолевать физические барьеры с использованием различных тактик и инструментов. Учет таких особенностей напрямую влияет на эффективность СФЗ. Поэтому в предлагаемой методике предусмотрен выбор тактики действий нарушителя.

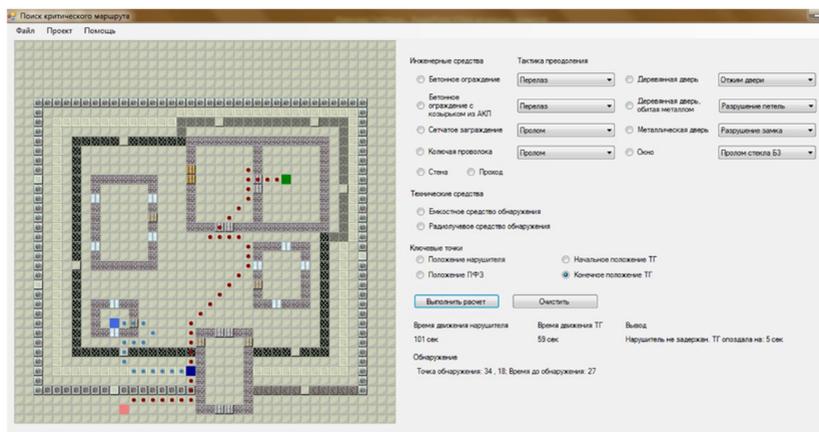


Рис. 1. Интерфейс разработанного ПО

Одной из составляющих СФЗ являются силы реагирования, задача которых состоит в пресечении движения нарушителя. Ответные действия тревожных групп регламентируются тактикой сил реагирования, принятой на ЯО. В работе

моделируется последовательная тактика с изменением маршрута.

Для оценки и проверки предлагаемого подхода разработано программное обеспечение (ПО), интерфейс которого представлен на рисунке 1.

На первом этапе работы ПО моделируется территория ЯО с расположением зданий и элементов КИТСФЗ. После этого задаются места расположения нарушителя, сил реагирования и предмета физической защита, а также указываются тактики преодоления нарушителем физических барьеров. После этого запускаются алгоритмы поиска критического маршрута нарушителя и действий сил реагирования.

В результате моделирования и проведения имитации движения нарушителя по территории ЯО определяются времена движения нарушителя и сил реагирования, точки, где нарушитель был обнаружен, а также исход столкновения нарушителя и сил реагирования. ПО позволяет наглядно отслеживать влияние изменения структуры и состава элементов КИТСФЗ на функционирование СФЗ в целом.

Данный аналитический комплекс, методика оценки СФЗ могут быть использованы при проведении аналитической работы на объектах, а также образовательными организациями для обучения студентов по профильным специальностям.

Литература

1. Godovykh A. V. , Stepanov B. P. , Sheveleva A. A. Computer simulation of functioning of elements of security systems // Journal of Physics: Conference Series. - 2017 - Vol. 803, Article number 012049. - p. 1-5

РАЗВИТИЕ ИНФОРМАЦИОННОГО ПРОСТРАНСТВА В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ РФ

*Т.Л. Смирнова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия*

Инновационно-технологическое направление развития экономики России, основанное на высокотехнологичном производстве, предполагает техническое перевооружение предприятий и расширение использования информационных систем управления производственным циклом. Современные тенденции в области использования информационных технологий в ядерной энергетике опираются на консолидацию ресурсов, создание гибкой коммуникационной инфраструктуры для контроля финансовых и материальных потоков. Владение корпоративной информационной системой значительно снижает экономические, технологические и социальные риски управления иерархическими производственными системами [1]. Использование корпоративного информационного пространства предприятиями в ядерной энергетике для оказания услуг осуществляется на основе сервисного подхода через построение многоуровневой информационной инфраструктуры, обеспечивающей координацию структурных подразделений; повышение эффективности использования ресурсов управления себестоимостью; реализацию концепции технологической и экологической безопасности; снижение рисков принятия долгосрочных инвестиционных решений; развитие единой системы документооборота предприятий.

Формирование современной модели управления корпоративными информационными системами связано с изменениями системы выбора горизонтов планирования экономической деятельности, с реализацией стратегии конкурентного лидерства [2]. При построении корпоративной информационной инфраструктуры рассматриваются следующие виды консолидации ресурсов: централизация и синхронизация информационных потоков; консолидация данных; физическая консолидация; консолидация приложений и хранилищ данных.

Корпоративное управление коммуникационным пространством является элементом экономической и физической безопасности предприятий в ядерной энергетике в России за счет: централизованной поддержки бизнес-процессов; развития интегрированных комплексов для создания инженерных решений в системе управления жизненным циклом

ядерных объектов; перехода на современные технологии конструирования, имитационного моделирования, расчетного обеспечения, управления инвестиционными проектами.

Создаваемое открытое коммуникационное пространство в ядерной энергетике оказывает значительное воздействие на динамику инновационных и социальных процессов, позволяя повысить достоверность и открытость финансовой информации для инвесторов, сократить сроки принятия управленческих решений, снизить издержки контроля эффективности управленческого цикла. Реализация корпоративных информационных программ в ядерной энергетике в России осуществляется на базе ИТ-платформ SAP, SAS, Documentum, Primavera, ERP, позволяя стандартизировать процессы контроля имущественного комплекса, системы закупок, управления проектами и персоналом и мониторинга финансовых сделок. Расширение внедрения в дивизионах госкорпорации «Росатом» платформы SAP обеспечивает развитие интеллектуальных компетенций сотрудников организации, выстраиваются следующие направления корпоративной информационной системы управления: ресурсы предприятий (финансы, закупки, контракты, технологическое обслуживание и ремонт, бухгалтерский и налоговый учет); система управления отношениями с поставщиками (ведение годовой программы закупок, управление конкурсными процедурами); автоматизированная система управления персоналом; единая система управления нормативно-справочной информацией.

Литература

1. Генгринович Е.Л. Информационная безопасность ICS/SCADA. Ассиметричные решения // Автоматизация и ИТ в энергетике. – 2016. – №7. – С.46.
2. Смирнова Т.Л. Менеджмент в ядерной отрасли: учебное пособие. – Томск: НИ ТПУ, 2017. – 233с.

СУПЕРКОМПЬЮТЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Суперкомпьютерные технологии относятся сегодня к одним из важнейших направлений развития Российской Федерации. Возможности суперкомпьютерной отрасли могут решить многие прикладные и фундаментальные проблемы, процессы, требующие проведения масштабных вычислений, например, анализ и моделирование. Эффективное использование суперкомпьютерных технологий служит двигателем инновационного развития страны, помогая не только модернизации промышленности, а также ликвидации технологического отставания России и обеспечению лидерства в мировой экономической конкуренции.

Процесс создания ядерных и реакторных энергетических установок является крайне наукоемким и длительным. При этом учитывается важный фактор соответствия их высоким международным стандартам по безопасности. Значительное сокращение сроков проектирования и параллельное снижение стоимости, повышении качества проектов возможно при помощи внедрения в процесс создания реакторных установок технологий компьютерного моделирования с применением суперкомпьютеров [1].

Использование суперкомпьютерных технологий в отрасли атомной энергетики дает возможность достичь более высокого уровня технических характеристик и безопасности проектируемых объектов, сократить затраты на создание новых конкурентных образцов оборудования за счет оптимизации отдельных элементов и обоснования различных режимов работы, основанных на тщательном анализе проходящих в них физических процессов [2].

Применение суперкомпьютерных технологий позволит решить многие сложные задачи в интересах атомной энергетики. К ним относятся:

- оптимизация элементов конструкций реакторных установок;

- обоснование ресурсных и иных характеристик оборудования реакторных установок;
- обоснование режимов эксплуатации;
- выбор оптимальных режимов работы реакторных установок.

В 2009 году государственная корпорация «Росатом» выступила с рядом инициатив, направленных на развитие отечественных суперкомпьютерных технологий и внедрение отечественного программного обеспечения для суперкомпьютеров на предприятиях высокотехнологичных отраслей промышленности. В результате определены стратегические цели и направления развития суперкомпьютерных технологий в России, в том числе одобрен проект «Развитие суперкомпьютеров и грид-технологий».

Литература

3. Суперкомпьютерные технологии в науке, образовании и промышленности. Альманах, №4.- М.: Издательство МГУ, 2012 г.
4. Современные суперкомпьютеры: состояние и перспективы. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.osp.ru/> – (Дата обращения: 13.11.2017).

РАЗРАБОТКА СРЕДСТВ ОНТОЛОГИЧЕСКОГО ОПИСАНИЯ МЕТОДОВ КГО НА АЭС

*П.С. Пауков, В.М. Куприянов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Современные требования к обоснованности проектных решений ядерно-технологических установок предполагают наличие средств, обеспечивающих возможность многократно верифицировать все элементы исходной информации, использованные на этапах предпроектной и проектной деятельности. Эти требования предполагают, что современные информационные системы и системы управления должны иметь возможность предоставить заинтересованным экспертам доступ

к данным, использованным проектировщиками при создании проекта [1]. Особенно важным становится обеспечение доступности к знаниям о данных проекта при формировании компетенций специалистов в странах, планирующих начать использование ядерных технологий. МАГАТЭ специально выделяет это требование как одно из базовых.

Актуальность данной задачи определяется, во-первых, необходимостью передачи эксплуатационных знаний, во-вторых, потребностью в управлении описаниями состава оборудования по всему жизненному циклу АЭС, в-третьих, потребностями системы подготовки проектных и эксплуатационных специалистов по описанию явных знаний как в отраслевой среде, так и в среде высшего образования, в-четвертых, необходимостью обеспечить конкурентоспособность отечественных проектов на международном рынке атомной энергетики [2].

Цель работы - разработка средств онтологического описания методик контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов (КГО Твэл) для тепловых и быстрых реакторов.

В ходе работы были исследованы методы КГО Твэл, применяемые на трех типах реакторов: ВВЭР, РБМК и БН. По доступным текстам опубликованных документов [3, 4] составлен словарь, как сборник базовых понятий, из терминов и определений, которые с достаточной полнотой отражают данную тематику. Начата разработка тематического тезауруса, в котором предполагается отразить определяющие связи между элементами описательной «базы знаний» данной тематики.

Следующим этапом должно быть объединение полученных сущностей в группы, которые будут описывать методы КГО как для быстрых реакторов, так и для тепловых, и сопоставление двух онтологий.

Конечным этапом разработки онтологий планируется проверка совместимости сущностей при помощи метода согласования онтологий основанного на ранге результирующей матрицы [5], получаемой при сопоставлении сущностей одной онтологии с сущностями другой.

Литература

1. Возможности использования современных средств комплексного описания ядерно-технологических знаний о ядерных и теплофизических свойствах конструкционных материалов в образовательном и производственном процессах / А.Н. Косилов, В.М. Куприянов, Н.В. Максимов и др. // Journal of Engineering Thermophysics. - 2017 - № 27 — С. 74-87.

2. Крючков, Э.Ф., Куприянов В.М., Максимов, Н.В., Толстенков А.Н., Румянцев, В.П., Чуркин, В.П. Ядерные технологии и ядерные знания. / Э.Ф. Крючков и др. // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2012 «Экономические и правовые проблемы инновационного развития атомной отрасли. Методология профессионального и общего образования». Реферат. - Москва — 2012. - С. 10.

3. Анализ эксплуатационных факторов, которые могут приводить к разгерметизации ТВС ВВЭР / Евдокимов И.А., Лиханский В.В., Сорокин А.А. и др. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №4. – С. 111 – 120.

4. Албутова, О.И. Исследование зависимости показаний секторной системы контроля герметичности оболочек твэлов реактора БН-600 от эксплуатационных параметров / О. И Албутова, Д. А. Лукьянов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – №2. – С. 32 – 36.

5. Madurai Meenachi, N. Matrix rank-based ontology matching: an extension of string equality matching / N. Madurai Meenachi, M. Sai Baba // Int. J. of Nuclear Knowledge Management. – 2017. - Vol.7, No.1. - P.1 – 11.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ПОДГОТОВКЕ ПЕРСОНАЛА АЭС

Горкун О.П.

БИТИ НИЯУ МИФИ, г. Балаково, Россия

Одно из важнейших достижений современной науки - это появление и широкое применение компьютерного моделирования. В настоящее время компьютерное моделирование – мощный инструмент научных исследований. Оно дало качественно новый импульс для развития науки и техники. Использование компьютерного моделирования существенно повысило эффективность научных исследований и сделало их более быстрыми и дешевыми.

Моделирование - это технология, которая использует увеличенные возможности компьютеров для имитации реальной или воображаемой среды, а также ситуаций с высокой степенью реализма и интерактивности. Для некоторых проблем оно является единственным способом решения.

Компьютерное моделирование активно используется в атомной энергетике, в частности в следующих областях:

- оптимизация технико-экономических показателей эксплуатации атомной станции;
- планирование и поддержка реакторных экспериментов;
- исследование и разработка новых устройств и технологий;
- разработка и использование тренажеров для обучения персонала [1,2].

Ярким примером компьютерного моделирования в атомной энергетике является полномасштабный тренажер (ПМТ) Балаковской АЭС, введенный в эксплуатацию в декабре 2014 года. Тренажер представляет собой прототип энергоблока №1. Этот тренажер Балаковской АЭС является уже вторым. Первым стал прототип энергоблока №4, работающий с 1993 года.

Введенный более 20 лет назад, он все еще используется для прохождения практики работниками Балаковской АЭС и многих других атомных станций России, а также ряда зарубежных, таких как АЭС «Бушер» (Иран), АЭС «Тяньвань» (Китай) и АЭС «Куданкулам» (Индия) [3].

Использование в обучении такого тренажера должно вывести подготовку и поддержание квалификации персонала на качественно новый уровень. Большое значение имеет непосредственно отработка практических навыков

оперативного персонала, занимающая сегодня не менее 40% всего времени обучения.

Проведение практических занятий на таком тренажере, оборудованном штатным комплексом оперативной связи энергоблока, дает возможность максимально точно воспроизвести условия нештатных ситуаций, что в свою очередь позволяет объективно оценить результат работы смены, а также уровень эффективности ее действий.

На тренажере отрабатываются различные режимы, начиная от нормальной эксплуатации и заканчивая режимами проектных и запроектных аварий. Реакция ПМТ на задаваемые инструктором исходные события и команды оператора полностью соответствует реакции блока-прототипа [4].

В основу ситуаций, используемых во время обучения, обычно ложатся сценарии нештатных ситуаций, произошедших не только в России, но и во всем мире. На данный момент разработано уже несколько сотен сценариев противоаварийных тренировок для обучения и аттестации операторов атомной электростанции, что позволило существенно улучшить качество эксплуатации энергоблоков АЭС, а также значительно сократить ошибки в работе оперативного персонала.

Литература

1. Название ресурса: <https://www.iaea.org/>
2. Фролов Д.А. Проблемы и перспективы развития интеллектуальных компьютерных обучающих программ в системе подготовки и переподготовки персонала промышленных предприятий //Сборник научных статей 2-й Международной молодежной научной конференции «Будущее науки – 2014». – Курск, 2014. – С. 373-374.
- 3.Название ресурса: <https://www.seogan.ru/>
4. Название ресурса: <http://www.get-simulator.ru>

**СЕКЦИЯ VII
МЕДИЦИНСКАЯ РАДИОЛОГИЯ И ЯДЕРНАЯ
МЕДИЦИНА**

**СРАВНЕНИЕ ПРОЯВЛЕНИЯ ГЕНЕТИЧЕСКОЙ
НЕСТАБИЛЬНОСТИ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ
ПЛОИДНОСТИ ДРОЖЖЕВЫХ КЛЕТОК ПОСЛЕ
ДЕЙСТВИЯ γ -ЛУЧЕЙ, α -ЧАСТИЦ И
УЛЬТРАФИОЛЕТОВОГО СВЕТА**

Подобед^{1,2} М.Ю., Евстратова² Е.С.

¹*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия*

²*МРНЦ им. А.Ф. ЦЫБА филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии»
Минздрава России, г. Обнинск, Россия*

Введение. Онкологические заболевания являются одной из основных причин заболеваемости и смертности в мире – в 2012 г. было выявлено около 14 млн новых случаев [1]. Ожидается, что в ближайшие 20 лет число новых заболевших возрастет примерно на 70 %. Известно, что процессам формирования опухолевого фенотипа в клетках предшествует нарастание генетической нестабильности [2]. Одним из примеров генетической нестабильности является эффект позднего образования колоний на твердых питательных средах клетками, выжившими после облучения [3, 4].

В литературе отсутствуют данные о сравнительном изучении генетической нестабильности клеток после действия ионизирующих излучений различного качества и УФ-света. Этой проблеме и посвящена данная работа.

Материалы и методы. В работе использовали гаплоидные и диплоидные штаммы *Saccharomyces cerevisiae* дикого типа и радиочувствительные мутанты. В качестве редкоизирующего излучения использовали γ -лучи ⁶⁰Со (0,2 кэВ/мкм, 20 Гр/мин), а в качестве плотноионизирующего излучения применяли α -частицы ²³⁹Pu (120 кэВ/мкм, 25 Гр/мин). Источником неионизирующего излучения являлся

ультрафиолетовый свет с длиной волны 254 нм и интенсивностью 1,5 Вт/м².

Результаты. Зависимость эффекта позднего формирования колоний дрожжевыми клетками от дозы ультрафиолетового излучения показывает его более выраженное проявление для диплоидных, чем гаплоидных клеток, независимо от наличия плеча репарации. Не исключено, что эффект позднего формирования колоний может быть связан не с формой кривой зависимости выживаемости от дозы, а детерминируется плоидностью клеток. Для проверки этого предположения был изучен эффект позднего появления колоний радиочувствительными гаплоидными и гомозиготными диплоидными дрожжевыми клетками, неспособными к пострадиационному восстановлению и характеризующихся экспоненциальными формами кривых выживаемости независимо от плоидности [5]. В этой работе был сделан вывод, что способность клеток к восстановлению не является главным детерминантом позднего формирования колоний облученными клетками. Этот вывод мы подтвердили для диких гаплоидных, диких и радиочувствительных диплоидных дрожжевых клеток, подвергавшихся ультрафиолетовому облучению. Наши данные показали, что УФ-индуцированная генетическая нестабильность тоже определяется плоидностью клеток, а не формой кривой выживаемости, поскольку все штаммы характеризовались сигмоидной формой кривой выживаемости, однако эффект позднего формирования колоний был больше выражен для диплоидных, а не гаплоидных клеток.

Литература

1. J. Ferlay, I. Soerjomataram, M. Ervik, R. Dikshit, S. Eser, C. Mathers et al., Cancer Incidence and Mortality Worldwide: IARC CancerBase// Globocan, - Lyon, 2012
2. D. Hanahan, R.A. Weinberg, «The hallmarks of cancer»// Cell. V. 100(1). P. 57-70, 2000
3. R.M. Brosh, V.A. Bohr, «Human premature aging, DNA repair and RecQ helicases»// Nucleic Acids Research, vol. 35, pp. 7527–7544, 2007

4. W.P. Chang, J.B. Little, «Evidence that DNA double-strand break initiate the phenotype of delayed reproductive death in Chinese hamster ovary cells»// Radiation Research, vol. 131, pp. 53–59, 1992

5. Е.С. Евстратова, О.В. Переклад, В.Г. Петин, «Зависимость радиационно-индуцированной генетической нестабильности от ploидности дрожжевых клеток»// Радиация и Риск. Том 25. № 4. С. 80–89, 2016

МЕДИЦИНСКИЙ РЕАКТОР МАРС ДЛЯ НОВОЙ КОНЦЕПЦИИ НЕЙТРОНОЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ

А.В. Левченко¹, Ю.А. Кураченко², Н.К. Вознесенский³

¹ЭНИМЦ, г. Обнинск, Россия

²ФГБНУ «ВНИИ РАЭ», г. Обнинск, Россия

³ГКБ №8, г. Обнинск, Россия

Цель

Целью расчётной работы является модификация существующего проекта специализированного реактора МАРС для повышения рабочих характеристик пучка нейтронов.

Материалы и методы

Медицинский реактор МАРС, проект которого успешно развивается в течение нескольких лет [1, 2] и находится в высокой степени готовности, предполагает использование двух каналов вывода нейтронных пучков. Один из этих каналов предназначен для проведения нейтронозахватной терапии (НЗТ), другой – для радиобиологических экспериментов и, возможно, для терапии на быстрых нейтронах, или нейтроноударной/дистанционной терапии (НСТ). Но со временем становится всё более очевидным, что нейтронная лучевая терапия конкурентоспособна только как НЗТ. В работе проанализированы возможности применения пучка НСТ реактора МАРС для нейтронозахватной терапии глубокорасположенных новообразований. Рассмотрены условия реализации нового подхода, основанные на:

- адресной доставке и удержании в мишени активного материала, содержащего бор или гадолиний, и
- применении высокоэнергетического пучка нейтронов большой интенсивности, обеспечивающего глубокое проникновение нейтронов.

Результаты

Основные результаты выполненных исследований:

- вынужденное использование немодифицируемых пучков неспециализированных исследовательских реакторов породило требования к спектральным характеристикам нейтронных пучков для НЗТ, которые ограничивают возможную для терапии глубину расположения мишени;
- пересмотр традиционных требований к пучкам для НЗТ, опирающийся на применение высокоэнергетических мощных нейтронных пучков в сочетании с развитыми средствами селективной доставки и фиксации активного материала, эффективно захватывающего нейтроны, позволяет существенно расширить возможности НЗТ;
- медицинский реактор МАРС с модифицируемым пучком дает возможность, при ревизии традиционных требований к пучку, обеспечить поражение глубокорасположенных мишеней за вполне приемлемое время экспозиции;
- новый подход в задачах терапии глубокозалегающих новообразований может быть реализован на установке МАРС без значительных изменений существующего Проекта (напр., посредством использования сменного – откатного блока вывода пучка для работы при новом подходе).

Заключение

Смена парадигмы НЗТ формирует новые требования к характеристикам пучка нейтронов, которые могут быть реализованы в существующем проекте реактора МАРС без существенных изменений.

Литература

1. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Левченко В.А. и др. Вывод нейтронных пучков и защита медицинского реактора «МАРС» // Ядерная энергетика, №4, 2006, с. 36–48.
2. Кураченко Ю.А. Оптимизация блока вывода пучка медицинского реактора «МАРС» // Альманах клинической медицины, Т. XVII. Часть 1, М., 2008. – С. 334–337.
3. Кураченко Ю.А. Реакторные пучки для лучевой терапии. Расчётные модели и вычислительные технологии / Palmarium Academic Publishing, OmniScriptum GmbH&Co. RG Saarbrücken, Deutschland (ISBN: 978-3-8473-9842- 4). 2013, 372 p.

КОМБИНИРОВАННОЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ И МАГНИТНЫХ НАНОЧАСТИЦ, НАГРУЖЕННЫХ ЦИСПЛАТИНОМ, ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ НА ОПУХОЛЕВЫЕ ТКАНИ

*Акопджанов¹ А.Г., Борисова¹ А.И., Липенгольц² А.А.,
Смирнова² А.В., Шимановский¹ Н.Л.*

*¹ФГБОУ ВО РНИМУ им. Н.И. Пирогова Минздрава России,
117997, г. Москва, ул. Островитянова, ²Российский
онкологический научный центр им. Н.Н. Блохина (РОНЦ им.
Н.Н.Блохина), 115478, г. Москва, Каширское шоссе, 24.*

Аннотация: Описана методика получения устойчивого конъюгата наночастиц оксида железа и цисплатина, определено оптимальное соотношение концентраций наночастиц и цисплатина. Проведен сравнительный анализ цитотоксического действия наночастиц, нагруженных цисплатином, и чистого цисплатина, без и при внешнем рентгеновском облучении клеток линии HeLa. Показано, что рентгеновское облучение клеток линии HeLa усиливает цитотоксическое действие конъюгата наночастицы с цисплатином на 35% при $p < 0,05$, но не цисплатина в свободной форме.

Введение. Повышение эффективности химиотерапии онкологических образований является ключевой проблемой в современной клинической онкологии. Одним из перспективных направлений ее решения является использование магнитных

наночастиц, нагруженных противоопухолевым препаратом, позволяющих оптимизировать активность лекарственного препарата и снизить нежелательные побочные эффекты [1,2].

Использование магнитных сверхмалых наночастиц, в частности наночастиц сложного оксида железа (Fe_3O_4), нагруженных цисплатином, может позволить поддерживать его оптимальный уровень в опухоли, увеличив местную концентрацию цитостатика за счет накопления нанообъектов в очаге. В плазме крови цитостатик находится в связанном состоянии, что может существенно снизить вредное токсическое действие на здоровые ткани [3].

Основной задачей исследования был поиск возможности повышения эффективности цитостатического действия полученных комплексов с помощью внешнего рентгеновского излучения в малых дозах [4].

В работе проведен сравнительный анализ цитостатического действия на клетки рака шейки матки HeLa наночастиц, нагруженных цисплатином, и свободного цисплатина, при различных концентрациях и под воздействием внешнего рентгеновского облучения.

Материалы и методы. Химический синтез конъюгата включал три этапа: формирование сверхмалой наночастицы, стабилизационной оболочки из лимонной кислоты и загрузка цисплатина. Добавление раствора цисплатина 5 мл в раствор наночастиц объемом 50 мл и с концентрацией железа $3,2 \cdot 10^{-2}$ М проводили при pH 5.5. Полученный раствор перемешивали в течение 5 ч при 2000 об/мин (Центрифуга–вортекс Микроспин FV-2400). Размер ядра наночастицы, нагруженной цисплатином, по данным просвечивающей микроскопии, составил 12-15 нм. Жизнеспособность клеточной культуры оценивалась по IC50. В исследованиях использовали лекарственный препарат цисплатин – ТЕВА, начальной концентрации $1,6 \cdot 10^{-3}$ М цисплатина.

Действие препаратов на жизнеспособность культуры опухолевых клеток HeLa определяли при времени инкубации 24 и 48 ч с помощью МТТ – теста. Клеточные культуры, инкубированные в плоскодонном пластиковом планшете,

облучали рентгеновским излучением в течение 20 мин, с помощью Рентгеновской установки УФИ-Б (ООО "Диагностика-М"). Выбранная доза рентгеновского облучения составила $2,9 \pm 0,1$ Гр [5].

Результаты и их обсуждение. Определены собственные токсичности наночастиц сложного оксида железа, стабилизированных лимонной кислотой, а также оценка цитотоксического действия цисплатина на линию клеток HeLa при различных временах инкубации. В качестве контроля служили клетки, инкубированные без изучаемых соединений. Экспериментальные значения величин IC50 для исследуемых соединений, рассчитанные по концентрационным зависимостям жизнеспособности клеточной культуры, инкубированной с цисплатином и наночастицами, нагруженными цисплатином соответственно, представлены в табл. 1. Соотношение концентраций в полученном конъюгате составило $3,3 \cdot 10^{-5}$ М цисплатина на $3,2 \cdot 10^{-2}$ М раствора наночастиц.

Таблица 1

Значение величины IC50 для свободного цисплатина, наночастиц Fe₃O₄, а также наночастиц Fe₃O₄ нагруженных цисплатином в зависимости от времени инкубации

	IC50, М	
	24 ч	48ч
Цисплатин	$(0.04 \pm 0.01) \cdot 10^{-6}$	$(0.05 \pm 0.01) \cdot 10^{-6}$
Наночастицы Fe ₃ O ₄	$(1.70 \pm 0.20) \cdot 10^{-3*}$	$(1.10 \pm 0.20) \cdot 10^{-3*}$
Наночастицы Fe ₃ O ₄ , нагруженные цисплатином	$(0.07 \pm 0.02) \cdot 10^{-6}$	$(0.05 \pm 0.02) \cdot 10^{-6}$

Примечание:

* - достоверное отличие IC50 комплекса наночастиц с цисплатином от IC50 наночастиц, $p < 0,05$.

Из данных табл.1 видно, что токсичность комплекса наночастиц с цисплатином достоверно не отличается от токсичности свободного цисплатина и, очевидно, обусловлена присутствием цисплатина в его составе. Цитостатическая активность тестируемых препаратов слабо зависит от времени инкубации. Образование конъюгата наночастиц с цисплатином не снижает активность последнего, за счет осаждения препарата на поверхности.

Результаты облучения клеточной культуры HeLa в присутствии цисплатина, наночастиц Fe₃O₄ и полученного конъюгата показали увеличение цитотоксической активности конъюгата, при отсутствии эффекта облучения на действие изолированного цисплатина. При этом выявлена зависимость токсичности конъюгата от концентрации наночастиц: увеличение концентрации наночастиц с $3,2 \cdot 10^{-2} \text{M}$ до $4,9 \cdot 10^{-2} \text{M}$ при неизменной концентрации цисплатина ($3,3 \cdot 10^{-5} \text{M}$) цитостатическая активность снизилась на 30 % (время инкубации 24 ч). Данный результат объясняется поглощением рентгеновского излучения железосодержащей наночастицей (табл.2).

Таблица 2

Значение величины IC50 для цисплатина и конъюгата, при облучении рентгеновским излучением дозой $2,9 \pm 0,1 \text{ Гр}$ в течение 20 мин (инкубация 24 ч)

	IC50, M
Цисплатин	$(0.03 \pm 0.01) \cdot 10^{-6}$
Наночастицы Fe ₃ O ₄ нагруженные цисплатином.	$(0.08 \pm 0.01) \cdot 10^{-7*}$

Примечание: исходные концентрации $3,3 \cdot 10^{-5} \text{M}$ цисплатина на 5 мг/мл раствора наночастиц

* - достоверное отличие IC50 от свободного цисплатина, $p < 0,05$.

При использовании конъюгата в условиях облучения, наблюдали снижение величины IC50 на порядок (табл. 2). Следовательно, для достижения адекватного терапевтического эффекта необходимо меньшее количество токсического препарата. Возможной причиной повышения цитостатического действия конъюгата может быть увеличение вероятности образования сшивок ДНК молекулой цисплатина, вследствие повреждения ДНК, вызванного воздействием фотоэлектронов, образовавшихся в металлосодержащей наночастице.

Применение подобных конъюгатов на основе цисплатина и магнитной наночастицы, может повысить избирательность химиотерапии и существенно снизить системные побочные эффекты, как химиотерапевтического препарата, так и радиоактивного излучения, за счет снижения дозовых нагрузок

на организм. Наличие магнитных свойств у предложенных наночастиц позволяет обеспечить контроль доставки цисплатина в очаг заболевания.

Литература

1. А.Г. Акопджанов, Н.Л. Шимановский и др. Биофизика, 61(6), 1073-1078 (2016)
2. А.Г. Акопджанов, Н.Л. Шимановский и др. Биофизика, 59 (5), 902-906 (2014)
3. H. Unterweger, R.Tietze, C Janko et all. International Journal of Nanomedicine 9, 3659–3676(2014)
4. Т.А. Федотчева, А.Ю. Оленин, Н.Л. Шимановский. Хим. - фарм. Журн. 4 , 49-53 (2015)
5. J. Rousseau, P. Deman, L. Bobyk et all. The Journal of Cancer Research and Clinical Oncology 126: 711-716 (2000)

ПРИМЕНЕНИЕ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ ОЦЕНКИ СРЕДНЕЙ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ В ОБЪЕМЕ

*Дюженко С.С.¹, Голованова О.Ю.², Сабуров В.О.²,
Трошина М.В.², Ульяненко С.Е.²
¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск,*

*²Медицинский радиологический научный центр им. А. Ф. Цыба –
филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России,
Обнинск*

Терапия онкологических заболеваний протонными пучками, а также проведение радиобиологических исследований, требуют точных дозиметрических измерений для подведения необходимой дозы в облучаемый объем. На сегодняшний день, согласно рекомендациям МАГАТЭ, изложенным в TRS-398, в качестве дозиметрического оборудования, предлагается использовать ионизационные камеры и водные фантомы [1]. Так же широкое применение получил антропоморфный фантом головы человека с радиохромными пленками Gafchromic EBT3.

Все реальные мишени имеют сложную геометрию. В связи с этим, на практике, часто возникает необходимость в измерении средней поглощенной дозы в объеме мишени. Для решения такой задачи уже невозможно использовать ионизационную камеру, а антропоморфный фантом хоть и позволяет получать двумерное дозовое распределение, однако, геометрия самого фантома и, следовательно, возможность размещения в нем дозиметров, задается производителем, а стоимость, как пленок, так и фантома довольно высоки, что так же ограничивает его использование в клинической дозиметрии.

В данной работе для решения задачи о нахождении средней поглощенной дозы в облучаемом объеме предлагается метод, основанный на применении химической дозиметрии и 3D печати по FDM технологии.

В рассматриваемом методе, для воспроизведения сложных геометрий мишени, предлагается использовать технологию 3D печати заключающуюся в создании объектов за счет последовательного нанесения слоев материала, наплавлиющихся друг на друга и повторяющих контуры компьютерной модели. Для определения средней поглощенной дозы в объеме мишени предлагается использовать высокочувствительную дозиметрическую систему FBX, созданную на основе ферросульфатного дозиметра Фрикке. Источником медицинского протонного пучка является терапевтическая установка «Прометеус» (МРНЦ им. А.Ф. Цыба, г. Обнинск) [2]. Объединив описанные выше технологии, можно создать компьютерную модель мишени, распечатать ее на 3D принтере и заполнить ее дозиметром. Далее мишень облучается пучком протонов по составленному плану. После облучения дозиметр извлекается из камер, анализируется на спектрофотометре, после чего на основе полученных данных рассчитывается средняя поглощенная в его объеме доза. По полученным данным можно с большой точностью судить о качестве составленных планов облучения и исправности протонного ускорителя.

На данный момент получены первые результаты измерений средней поглощенной дозы в объемах простых моделей, а также

проводятся расчетные и экспериментальные исследования, направленные на совершенствование данной технологии и ее реализации для моделей сложной формы.

Литература

1. P. Andreo, D.T. Burns, K. Hohlfield, M.S. Huq, T. Kanai, F. Laitano, V.G. Smyth, S. Vynckier. Absorbed dose determination in external radiotherapy: an international code of practice for dosimetry based on standards of absorbed dose to water. Vienna: IAEA, 2000.

ОПТИМИЗАЦИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ПУЧКА ФОТОНЕЙТРОНОВ ДЛЯ НЕЙТРОНОЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ

Е.А. Онищук^{1,2}, Ю.А. Кураченко^{2,3}, Ю.Г. Забарянский⁴
¹МРНЦ им. А.Ф.Цыба – филиал ФГБУ «НМИЦ Радиологии»

Минздрава РФ, г. Обнинск, Россия

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

³ФГБНУ «ВНИИ РАЭ», г. Обнинск, Россия

⁴АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск, Россия

Для нейтронной терапии в основном используются ядерные реакторы, которые по требованиям ядерной и радиационной безопасности и по габаритам не могут быть размещены непосредственно в клинике. Альтернативой может быть генерация нейтронных полей с использованием ускорителей, которые имеют сравнительно небольшие размеры. Важнейшей задачей при планировании нейтронной терапии является оптимизация нейтронных пучков, подводимых к пациенту. Для решения данной задачи проводятся расчетные исследования, в которых вычисляются характеристики полей излучений в канале пучка, на его выходе, в медицинском боксе и вне его, а также распределение дозы в больной и здоровой тканях. Затем выбирается пучок, наносящий минимальный вред здоровой ткани и максимальное поражение опухоли. Основой предложенной концепции является использование жидкого

галлия в качестве мишени/ теплоносителя для мощного и компактного ускорителя электронов. Стационарный блок мишени – матрица из тугоплавкого вольфрама, через которую протекает галлий, позволяет резко увеличить выход фотонейтронов. При взаимодействии ускоренных электронов с массивной мишенью «W+Ga» основной канал потери энергии – тормозное излучение. При энергиях электронов выше 15 МэВ тормозные гамма-кванты образуют нейтроны в реакциях (γ , n) на ядрах галлия и вольфрама. Галлий благодаря незначительной активации, быстро спадающей активности и большому диапазону жидкого состояния (от комнатной температуры до $\sim 2200^{\circ}\text{C}$), позволяет достаточно просто обеспечить теплосъём [1]. В расчётах использованы характеристики существующего ускорителя (средний ток 4 мА, напряжение 35 МэВ).

Таблица

НЗТ-характеристики на выходе реакторных и фотоядерных пучков
(СГФН – Система генерации фотонейтронов)

	Φ_{epi} , $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$, 10^9 (плотн. потока эпитепл. нейтр.)	D_{γ}/Φ_{epi} , $\text{сГр}\cdot\text{см}^2$, 10^{-11} (загрязнение пучка γ - излучением)	D_{fast}/Φ_{epi} , $\text{сГр}\cdot\text{см}^2$, 10^{-11} (загрязнени е быстр. нейтр.)	J_{epi}/Φ_{epi} (направлен ность пучка – «ток к потоку»)
Желатель ные значения для НЗТ	≥ 1	$< 2-5$	$< 2-5$	$\geq 0,7$
Реактор «МАРС»	1,01	5,38	11,80	0,8
Реактор ТАИРО	0,79	6,77	8,49	0,8
СГФН-1, базис (мишень – вы- ход пучка) 55 см	6,87	0,91	10,30	0,8
СГФН-2,	13,90	0,05	15,90	0,8

базис 46см				
---------------	--	--	--	--

Расчёты показали, что возможна организация съёма радиационного энерговыделения при допустимых скорости и расходе теплоносителя, а также допустимых рабочих температурах. При этом качество пучка нейтронов для НЗТ удовлетворяет желательным значениям, а плотность потока эпитепловых нейтронов на выходе пучка многократно превышает плотность потока существующих и проектируемых реакторных пучков для НЗТ.

Литература

1. Кураченко Ю.А., Вознесенский Н.К., Говердовский А.А., Рачков В.И. Новый интенсивный источник нейтронов для медицинских приложений // Медицинская физика. – 2012. – №2. – С. 29 – 38.

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ПОДГОТОВКИ, ПРОВЕДЕНИЯ И ПОСТОПЕРАЦИОННОГО АНАЛИЗА РАДИОНУКЛИДНОЙ ВЕРТЕБРОПЛАСТИКИ

А.В. Левченко¹, Ю.А. Кураченко², Ю.Г. Забарянский¹,

А.А. Головин³, Н.К. Вознесенский⁴

¹ЭНИМЦ, г. Обнинск

²ФГБНУ «ВНИИ РАЭ», г. Обнинск

³ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

⁴ГКБ №8, г. Обнинск

Цель

Работа предпринята для развития идеологической основы, создания, исследования и адаптации алгоритмов и программных модулей стартовой версии программного обеспечения (ПО) для системы планирования облучения и дозиметрической поддержки радионуклидной вертебропластики [1 – 5].

Материалы и методы

Главные принципы, положенные в основу программы: а) применение воксельных фантомов [3], построенных с

использованием индивидуальных КТ-файлов; б) прецизионный расчёт дозных полей [2, 6], обусловленных введённым в костный цемент радионуклидом, а также расчёт температурных нестационарных полей [4] при полимеризации цемента в воксельном позвонке; с) оценка синергетического эффекта облучения и нагрева [5]; d) дозиметрия персонала и пациента [6].

Результаты

Программа (**имя**) реализует философию, опирающуюся на следующие положения:

- использование заготовленных баз данных (таблиц) для оперативной интерполяции дозы и температуры, что обеспечивает интерактивный режим работы;
- активное участие врача-радиолога в планировании;
- сочетание оперативности (использование заготовленных баз данных вместо расчётов транспорта излучений и термогидравлики) и достаточной точности расчёта, координированной с разрешением воксельного фантома;
- возможности а) предоперационного применения, которое предполагает преимущественно *on-line* интерактивные расчёты и б) постоперационного применения для формирования сценариев дальнейшего лечения;
- послеоперационное применение допускает *time-consuming* прецизионные вычисления.

Заключение

Создана бета-версия программы, предназначенной для планирования облучения и дозиметрической поддержки радионуклидной вертебропластики.

Литература

1. Вознесенский Н.К., Мардынский Ю.С., Матусевич Е.С. и др. Дозиметрическое планирование и выбор нуклида для радионуклидной вертебропластики при метастатическом поражении тел позвонков // Медицинская физика 2012, №1, с. 34 – 39.
2. Вознесенский Н.К., Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С. и др. Радионуклидная вертебропластика при метастазах в

- позвоночнике // Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2012, Т. 57, №3, с.39-43.
3. Кураченко Ю.А., Моисеенко Д.Н. Воксельные фантомы в задачах медицинской физики // Медицинская физика 2012, №3, с. 27– 34.
 4. Забарянский Ю.Г., Кураченко Ю.А., Вознесенский Н.К. и др. Моделирование температурных полей в костной ткани позвонков при стабилизирующей вертебропластике // Радиационная онкология и ядерная медицина. 2012, №2, с. 37 – 45.
 5. Вознесенский Н.К., Дорохович С.Л., Забарянский Ю.Г. и др. Моделирование гипертермии при стабилизирующей вертебропластике // Ядерная энергетика, №1, 2013, с. 133 – 143.
 6. Левченко А.В., Забарянский Ю.Г., Кураченко Ю.А. и др. Программное обеспечение радионуклидной вертебропластики // Ядерная энергетика, №3, 2014, с. 52 – 61.

РЕКОМЕНДАЦИИ И ПРОГНОЗИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ РАДИОЙОДТЕРАПИИ ЗАБОЛЕВАНИЙ ЩИТОВИДНОЙ ЖЕЛЕЗЫ

Никитенков А.П.¹, Захаркив А.Ю.², Гарбузов П.И.²

*1–Национальный Исследовательский Ядерный Университет
«МИФИ» (НИЯУ МИФИ) Обнинский Институт Атомной
Энергетики (ИАТЭ), Обнинск*

*2–Медицинский Радиологический Научный Центр им. А.Ф.
Цыба – филиал ФГБУ «НМИРЦ» Минздрава России, Обнинск*

Радиационная защита является неотъемлемой частью радионуклидной терапии. Меры радиационной безопасности для пациентов, подвергающихся терапии ¹³¹I, все еще остаются предметом постоянных дискуссий[1].

Цель исследования заключалась в проведении биокинетических измерений ¹³¹I у пациентов с

тиреотоксикозом в процессе диагностики и радиойодтерапии для составления рекомендаций по радиационной безопасности.

Материалы и методы: Исследования проводились в отделении радиохирургического лечения открытыми радионуклидами клиники МРНЦ с января по февраль 2017 года. На диагностическом этапе у пациентов с тиреотоксикозом проведены измерения накопления и выведения радиофармпрепарата ^{131}I через 2, 4, 24 и 48 часов, а после введения лечебной активности измеряли мощность дозы на расстоянии 1 м от тела пациента для определения удержания ^{131}I в щитовидной железе. Вычисления, основанные на измерении биокинетики радиоактивного йода во всем теле и щитовидной железе были получены при определении фракций захвата щитовидной железой и экстращитовидной фракции и эффективных периодов полувыведения. Период соблюдения мер радиационной безопасности при контактах с членами семьи и окружающими пациента людей были получены из этих параметров и нормативных дозовых нагрузок.

Результаты: Для анализа были использованы данные проспективного исследования 30 пациентов. Наблюдалась высокая вариативность среди стационарных пациентов в биокинетике ^{131}I : средний пик поглощения в щитовидной железе составил 61% ($\pm 13\%$), а диапазон составил 35%-90%; средний эффективный период полувыведения ^{131}I составлял 5,1 (± 0.9) часов (диапазон 3.5–7.2 ч).

Средний уровень мощности дозы на расстоянии 1,0 м после введения лечебной активности ^{131}I был 35 мкЗв/ч (± 9 мкЗв/ч) (диапазон 16–55 мкЗв/ч). На расстоянии 1.0 м после принятия лечебной дозы, радиационный фон колебался от 16 мкЗв/ч до 55 мкЗв/ч.

На основе измеренной биокинетики радиоактивного йода и мощности дозы были даны подробные инструкции для ограничения воздействия окружающих людей.

Заключение: Проведение фактических биокинетических измерений может устранить влияние ошибок вариативности, связанных с индивидуальными особенностями

фармакокинетики препарата ^{131}I у пациентов с тиреотоксикозом. Отмеченная изменчивость в биокинетике ^{131}I среди пациентов тиреотоксикозом усиливает потребность в специфических биокинетических измерениях радийода у пациентов с точки зрения составления рекомендаций радиационной безопасности.

Литература

1. DS Ross, N Engl, J Med. Radioiodine therapy for hyperthyroidism.364(6):P.542–550 (2011).
2. Culver CM, Dworkin HJ. J Nucl Med . Radiation safety considerations for post-iodine-131 hyperthyroid therapy.;32(1):P.169–173 (1991).

РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ В ПОМЕЩЕНИИ РЕНТГЕНОВСКОГО КАБИНЕТА С АППАРАТОМ ТЕЛЕМЕДИКС-Р-АМИКО

*Юрис. А.М, Кузнецов В.В, Церр. А.Ф
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Введение. Проведение радиационного контроля в помещениях, смежных с процедурной рентгеновского кабинета включает в себя контроль за радиационной безопасностью в рентгеновских кабинетах, его проводит ведомственная служба радиационной безопасности (группа радиационного контроля).

Радиационный контроль должен включать:

- периодический контроль мощности дозы излучения на рабочих местах персонала, в помещениях и на территории, смежных с процедурной рентгеновского кабинета;
- контроль защитных свойств передвижных и индивидуальных средств радиационной защиты;
- индивидуальный дозиметрический контроль персонала группы А;
- индивидуальный дозиметрический контроль лиц, периодически участвующих в проведении специальных

рентгенологических исследований (хирурги, анестезиологи и др.);

– контроль дозовых нагрузок пациентов.[1]

Рентгеновские трубки 15-40БД46-150М и Е7242х являются довольно новыми, а рентгеновская трубка 20-50БД22-150М используется в порядке 90% рентгенодиагностических аппаратах в России. [1]

К началу третьего тысячелетия медицинская рентгенотехника вступила в период интенсивного освоения компьютерных возможностей цифрового изображения. Соответственно изменяются и многие характеристики рентгенодиагностических аппаратов, в том числе рентгеновских питающих устройств и рентгеновских излучателей. Именно это послужило актуальностью для данного исследования.

Цели.

Расчитать радиационную защиту рентгеновского кабинета с аппаратом “Телемедикс-Р-Амико”.

Измерить радиационный выход и составить диаграммы направленности трех типов излучателей, а именно : 20-50БД22-150М и 15-40БД46-150М производства «СВЕТЛАНА – РЕНТГЕН» в г. Санкт - Петербурге и Е7242х японской фирмы Toshiba.

Проанализировать сравнительные характеристики трех типов рентгеновских излучателей для определения устройства, использование которого наиболее целесообразно в дальнейших разработках нового рентгеновского оборудования.

Материалы и методы.

Величина рентгеновского выхода рентгеновского излучателя зависит от материала и технологии изготовления анода. В рентгеновских трубках 15-40БД46-150М и Е7242х анод состоит из вольфрама с присадкой молибдена, а в 20-50БД22-150М только из вольфрама. Присадка молибдена значительно увеличила рентгеновский выход.[2]

Таблица 1

Радиационный выход рентгеновского излучения (напряжение 90 кВ)

Излучатель	20-50БД22-	15-40БД46-	Е7242х
------------	------------	------------	--------

	150М	150М	
Радиационный выход, мР*м ² /мА*с	25	75	83

Технология изготовления анода рентгеновского излучателя Е7242х лучше, чем у 15-40БД46-150М, что тоже сказывается на рентгеновском выходе.[2]

Результаты.

Рентгеновская трубка 20-50БД22-150М имеет асимметрию относительно оси у. Это связано с неточной установкой фокусного пятна относительно выходного окна излучателя.

Выводы.

Благодаря тому, что мы рассчитали защиту бокса рентгеновского кабинета, было подготовлено помещения для проведения испытаний рентгеновской установки “Телемедикс-Р-АМИКО”.

Из рассмотренных рентгеновских трубок, самые низкие параметры имеет трубка 20-50БД22-150М и её применять в новых разработках не следует.

Лучшие параметры имеет трубка Е7242х. Рентгеновская трубка 15-40БД46-150М незначительно уступая по параметрам (порядка 5%) трубки Е7242х, имеет цену значительно ниже (стоимость рентгеновской трубки 15-40БД46-150М с излучателем – 58500 рублей, стоимость рентгеновской трубки Е7242х с излучателем – 3600 у.е. (201600 рублей)), поэтому применение трубки 15-40БД46-150М является более целесообразным.

Литератур

1. Рентгенотехника: Справочник в 2-х томах, Том 1./Под редакцией В.В. Клюева. – М.: Машиностроение, 1992 г.
2. Рентгеновские диагностические аппараты. В 2-х томах. Том 1./Под редакцией Н.Н. Блинова. 2001 г.

ЛИМФОСЦИНТИГРАФИЯ У БОЛЬНЫХ РАКОМ МОЛОЧНОЙ ЖЕЛЕЗЫ

Сарайкина А.О.¹, Давыдов Г.А.², Сигов А.А.²

¹ ИФИБ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

*² МРНЦ им. А.Ф. Цыба филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии»
Минздрава России, г. Обнинск, Россия*

Актуальность. После радикального лечения рака молочной железы (мастэктомии), сопровождающейся диссекцией подмышечных лимфатических узлов, часто развивается лимфатический отек в верхней конечности. В классификации стадии лимфатического отека учитываются различные показатели: длина окружности и объем конечности, состояние кожи и подкожных тканей. Степень нарушения лимфодинамики различными авторами оценивается преимущественно с помощью мелкодисперсных нанокolloидов, при этом используются только качественные показатели лимфосцинтиграфии. По данным мировой литературы для непрямой радиоизотопной лимфографии и определения сторожевых лимфатических узлов применяется широкий ряд коллоидных радиофармпрепаратов (РФП), которые различаются между собой по способу приготовления и диаметру получаемых коллоидных частиц. решающим фактором успеха является не их химический состав, а размер наночастиц. Известно, например, что оптимальный размер частиц для проведения лимфосцинтиграфии составляет 20–100 нм. Такие частицы выводятся из тканей со скоростью, не позволяющей им проникать в кровяное русло. Частицы с размерами менее 20 нм легко проходят в кровяное русло, что препятствует визуализации лимфатических узлов. Для клинического применения на территории Российской Федерации разрешен радиоколлоид «Технефит ^{99m}Tc» с ориентировочным диаметром коллоидных частиц 200–1000 нм и более. В исследовании для отработки методики и получения результатов используется отечественный коллоидный препарат «Технефит ^{99m}Tc», предназначенный для выявления сторожевых лимфоузлов. Однако данные об использовании ^{99m}Tc-технефита для оценки лимфодинамики отсутствуют, хотя применение отечественного РФП для этой цели имеет важное практическое значение.

Цель. Оценить возможности лимфосцинтиграфии с ^{99m}Tc -технефитом в оценке лимфодинамики у больных с лимфатическим отеком верхней конечности, развившимся после радикального лечения по поводу рака молочной железы.

Материалы и методы исследования. Обследовались женщины с выполненной ранее мастэктомии по поводу рака молочной железы, у которых развился лимфатический отек верхней конечности. Исследование проводили на томографе BrightView ХСТ (Филипс Медикал Системс). Положение пациента – лежа на спине. Подкожно вводили ^{99m}Tc -технефит в количестве 185 МБк во второй межпальцевой промежуток обеих кистей. Регистрировали скорости счета в местах инъекции (МИ), а также в областях интереса - предплечье и плечо (прямоугольной формы, одинаковых размеров) с обеих сторон. Исследование проводили в три этапа.

- Этап 1
- Динамическая регистрация исследования со скоростью 30 с/кадр;
 - Измерение МИ;
 - Статические снимки предплечья и плеча (время сбора 1 мин).
 - длительность $21,8 \pm 6,5$, медиана 19 мин
- Этап 2
- Физическая нагрузка (сжимание и разжимание кисти) в течение 25-30 мин
- Этап 3
- Получение отсроченных снимков через 1,5-2,5 часа после инъекции (медиана 134 мин)

Продолжительность первых двух этапов составила $50,7 \pm 11,4$ (медиана 54) мин.

Каждый этап завершался измерением мест инъекции и статическими снимками предплечья и плеча с обеих сторон (время сбора 1 мин). Расчет количественных показателей, скорости счета в зонах интереса проводилась с учетом фактически введенной активности в местах инъекции и периода полураспада технеция-99m (6 час). При этом учитывались следующие качественные показатели: накопление в лимфоузлах, наличие кожного противотока, визуализация главных и коллатеральных лимфатических сосудов.

Результаты. Проведено 12 исследований. Среди количественных показателей наиболее высокую корреляцию скинтиграфических данных со степенью лимфатического отека (от 1 до 4 по клинической классификации И.С.Селиванова) показали суммы отношений счета пораженной и здоровой конечности из симметричных зон интереса предплечья и плеча, полученные на третьем (отсроченном) этапе. Коэффициенты корреляции составили: на третьем этапе – $r = 0,91$ (сильная корреляция), на втором этапе – $r = 0,44$ (слабая корреляция). На первом этапе соотношения симметричных зон пораженной и непораженной конечностей не коррелировали со степенью лимфатического отека пораженной конечности. На начальных этапах исследования качественные признаки нарушений лимфотока были более демонстративны.

Заключение. В результате исследования изучены возможности и отработана методика использования радиофармпрепарата «Технефит ^{99m}Tc » для определения биопсии сторожевых лимфатических узлов с их морфологическим исследованием при выполнении операций у больных с начальными стадиями злокачественных новообразований.

Лимфосцинтиграфия с ^{99m}Tc -технефитом позволяет адекватно оценивать состояние лимфодинамики у больных с лимфатическими отеками верхней конечности. Предложенные количественные показатели лимфосцинтиграфии с ^{99m}Tc -технефитом у больных с односторонними лимфатическими отеками могут успешно использоваться для уточнения степени нарушения лимфодинамики и оценки эффективности лечения.

Литература

1. Ермаков А.В., Зикиряходжаев А.Д., Лазутина Т.Н., Леонтьев А.В., Волченко Н.Н., Беляков М.М., Каприн А. Д., Костин А.А. " Методика непрямой лимфосцинтиграфии с использованием радиофармпрепарата «Технефит ^{99m}Tc » для определения путей лимфооттока и биопсии сторожевых лимфатических узлов при хирургическом лечении больных раком молочной железы и меланомой кожи" MALIGNANT TUMOURS • № 3 – 2016 г.

ПРОБЛЕМА ИНТЕРАКТИВНОЙ ОПТИМИЗАЦИИ СЦЕНАРИЕВ ОБЛУЧЕНИЯ НА УСТАНОВКЕ ГУР-120

*Э.Н. Денисова, Ю.А. Кураченко, Г.В. Козьмин, А.Н. Павлов
Всероссийский научно-исследовательский институт
радиологии и агроэкологии, г. Обнинск*

Установка ГУР-120 (ВНИИРАЭ) предназначена для облучения продукции сельского хозяйства и пищевой промышленности (см. [1], с. 38–40). Установка состоит из восьми блоков-облучателей, четыре против четырёх, заряженных источниками ^{60}Co ГИК-7-4 с суммарной паспортной активностью источников гамма-излучения $4.47 \cdot 10^{15}$ Бк. Тип – стационарная, исследовательская с сухим способом защиты. Параметры облучательского помещения: объём – 380 м³, площадь – 67.5 м², длина – 11.43 м, ширина – 5.9 м, высота – 5.6 м.

Цель работы. Создание интерактивного программного обеспечения (ПО), позволяющего в on-line режиме получать прецизионные значения характеристик дозных полей в облучаемом объекте. При работе не предполагаются расчёты транспорта излучения с применением мощных времяёмких программных средств: необходимая для моделирования дозного поля в облучаемом объекте информация должна быть заранее подготовлена в базе данных (БД) посредством проведения детальных расчётов. Оператор в интерактивном диалоге получает ответ «мгновенно» интерполяцией по БД (см. [2]). Использование ПО предполагается в трёх основных модах:

- вычисление дозы в заданной совокупности точек («прямая задача») при заданных источниках;
- определение характеристик источника, необходимого для достижения заданного значения дозы/мощности дозы;
- оптимизация сценария облучения (напр., минимизация времени экспозиции в заданных условиях и т.п.).

Основные задачи в последовательности:

- программное описание объекта облучения (геометрия, химический состав, размеры упаковок и т.п.);
- проектирование БД;
- выбор и обоснование методов расчёта и библиотек данных;
- проведение расчётов для БД;
- разработка логики и алгоритмов работы ПО в трёх модах;
- программирование;
- отладка и тестирование ПО;
- верификация ПО на доступных эмпирических данных.

Средства: в качестве основного программного средства применяется программа MCNP5 [3] в связке с многогрупповой библиотекой фотонных данных [4].

Состояние. В предварительных расчётах установлены факты, позволяющие упростить структуру и содержание конструируемой БД: а) значения дозы в облучаемом объекте не зависят от воздуха в помещении и наличия стен, пола и потолка; б) наилучшим материалом, моделирующим материал объекта облучения (исследовалась вода, биологическая ткань [5] и Reference food [6]) оказался последний; в) основной гармоникой ослабления дозы на пути пучка является строгая экспонента (диапазон габарита объекта $0 \div 150$ см, плотности $0.1 \div 1.0$ г/см³).

Литература

1. Радиационные технологии в сельском хозяйстве и пищевой промышленности / Под общ. ред. Г.В. Козьмина, С.А. Гераськина и Н.И. Санжаровой. Обнинск: ВНИИРАЭ, 2015. – 400 с., илл. 90.
2. А.В. Левченко Ю.Г.Забарянский А.А. Головин, Н.К. Вознесенский, Ю.А. Кураченко. Программное обеспечение радионуклидной вертебропластики // Ядерная энергетика, №3, 2014, с. 52 – 61.
3. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. *Authors:* X-5 Monte Carlo Team //LA-UR-03-1987.April 24, 2003.
4. Calculated photon KERMA factors based on the LLNL EGDL (Evaluated Gamma-Ray Data Library) data file [electronic resource]; <https://searchworks.stanford.edu/view/11154547>.

5. Composition of TISSUE, SOFT (ICRU FOUR-COMPONENT). <http://physics.nist.gov/cgi-bin/Star/compos.pl?matno=262>.
6. NATURAL AND INDUCED RADIOACTIVITY IN FOOD. IAEA, VIENNA, 2002, IAEA-TECDOC-1287. p. 62.

ПРИМЕНЕНИЕ ВОКСЕЛЬНОГО АНТРОПОМОРФНОГО ФАНТОМА ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЯЖЁЛЫХ АВАРИЙ С РАДИОНУКЛИДНЫМИ ИСТОЧНИКАМИ

*Д.Н. Моисеенко¹, Ю.А. Кураченко²
¹ ООО НПП «РАДИКО», г. Обнинск, Россия
²ФГБНУ «ВНИИ РАЗ», г. Обнинск, Россия*

В работе выполнены расчёты для двух тяжёлых радиационных аварий с однотипными источниками ^{192}Ir , используемыми в дефектоскопии.

20 февраля 1999 г. в г. Янанго (Перу) [1]. сварщик с помощником приступили к восстановлению трубы $\varnothing 2$ м. В 13-00 они отправились на обед и вернулись к работе в 14-00. Часом позже рентгенолог приступил к инспекции сварных швов, но оборудование отказалось работать. В какой-то момент радиоактивный источник ^{192}Ir оказался изъятым из радиографической камеры. Примерно в 16-00 сварщик подобрал капсулу с радиоактивным источником и положил в задний правый карман брюк. В 22-00 он покинул рабочее место и отправился домой. Дома он снял брюки и пожаловался жене на боли в области ягодиц. Вскоре к нему на дом пришел его начальник, и, обнаружив пропавший источник, срочно отправил сварщика в поликлинику г. Лима. Облучение оказалось крайне неравномерным, при этом в основном пострадала нижняя часть тела. Благодаря здоровому организму жизнь сварщика удалось спасти, но при этом была ампутирована правая нога.

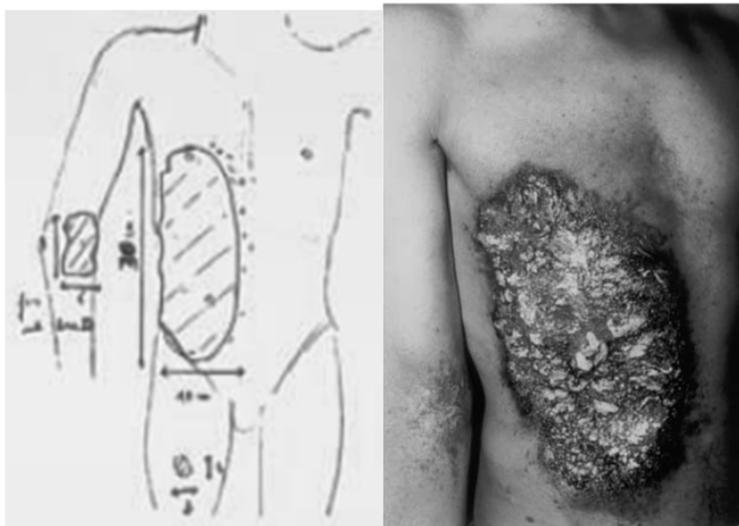


Рис. 3. Схема облучения рабочего в Иране. На рисунке указаны места 3-х ожогов

24 июля 1996 г. произошёл несчастный случай в г. Гилан (Иран) [6]. Рабочий обнаружил потерянный радиоактивный источник ^{192}Ir , который использовался для контроля сварных швов. Примерно 2 часа он носил его во внутреннем нагрудном кармане, после чего почувствовал острую боль в груди и, вернув источник на место, отправился домой. Облучение оказалось неравномерное, и более того – не похожим на воздействие почти точечного источника (см. рис. 1). Рабочий потерял большую часть кожи на правой стороне туловища, но выжил.

По всем трём авариям учеными разных стран проводились дозиметрические исследования. Однако во многих случаях были получены лишь самые общие интегральные величины (например, средняя поглощённая доза в теле). Авторы использовали воксельный фантом тела человека и транспортный код MCNP [3] для дифференциальной оценки доз в органах и тканях пострадавших [4].

Литература

1. Follow-up of delayed health consequences of acute accidental radiation exposure, Part 4, IAEA, VIENNA, 2002, ISBN 92-0-133202-5
2. The radiological accident in Gilan, , VIENNA, 2002, ISBN 92-0-110502-9
3. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. *Authors: X-5 Monte Carlo Team // LA-UR-03-1987. April 24, 2003.*
4. *Кураченко Ю.А., Моисеенко Д.Н.* Воксельные фантомы в задачах медицинской физики // Медицинская физика 2012, №3, с. 27–34.

ЭФФЕКТИВНОСТЬ СКАНИРУЮЩЕГО ПУЧКА ПРОТОНОВ МЕДИЦИНСКОГО КОМПЛЕКСА В МРНЦ ИМ. А.Ф. ЦЫБА ПРИ ОБЛУЧЕНИИ ОПУХОЛЕВЫХ КЛЕТОК В-16 С НЕСКОЛЬКИХ ПОЛЕЙ

*Наседкина Н.В.^{1,2}, Бекетов Е.Е.¹, Исаева Е.В.¹,
Голованова О.Ю.¹, Ульяненко С.Е.¹*

*1 – МРНЦ им. А.Ф. Цыба – филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии»
Минздрава России, Обнинск, Россия
2 – ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Россия, г. Обнинск*

Многочисленные исследования, проведенные в последнее время, свидетельствуют о том, что значение относительной биологической эффективности (ОБЭ) протонов не является постоянной величиной, а зависит от характеристик источника облучения и методов исследования [1]. Принятое сегодня в клинической практике значение ОБЭ 1,1 не может считаться корректным и требует уточнения [2].

В настоящей работе в качестве экспериментальной тест-системы использовали клетки мышинной меланомы В16F10. Облучение проводили на протонной установке «Прометеус» и гамма-установке «Луч». Мощность дозы гамма-квантов составляла ~ 1 Гр/мин, протонов ~ 2 Гр/мин. Облучение

образцов протонами проводили в водном фантоме, с трех направлений (полей): 0, 90 и 180°.

До и после облучения клетки держали на льду (что необходимо для снижения уровня метаболизма). Для оценки эффекта облучения использовали метод клоногенной активности клеток. Эксперимент был проведен в четырех повторностях. Дозовые зависимости строили по линейно-квадратичной модели. Полученные результаты выживаемости облученных клеток представлены на рисунке 1.

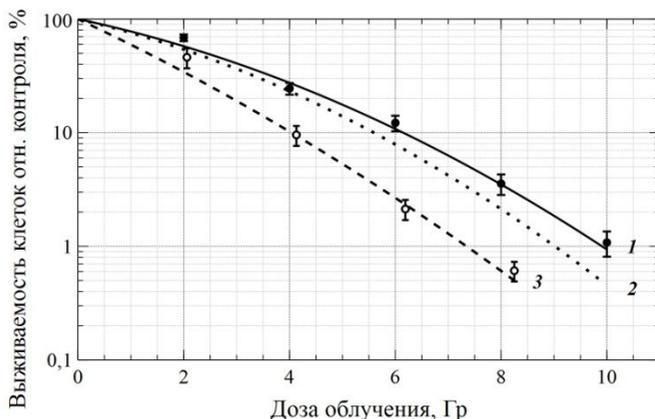


Рис.1. Зависимость выживаемости клеток В16 от дозы облучения: 1 – γ -облучение (закрытые символы), 2 – теоретически ожидаемая кривая для протонов (ОБЭ – 1,1), 3 – экспериментальные данные по протонам (открытые символы)

Облучение опухолевых клеток протонами оказывало большее поражающее действие на клетки, чем гамма-кванты. Оба излучения при этом относятся к редкоионизирующим: в случае протонов величина линейной передачи энергии варьировалась от 3 до 8 кэВ/мкм, для гамма-квантов принято значение 0,3 кэВ/мкм. Значение ОБЭ 1,1, исходя из полученных нами результатов, является заниженным, так как экспериментальная кривая выживаемости клеток после облучения сканирующим пучком протонов располагалась ниже теоретически ожидаемых значений. Рассчитанное на основе приведенных кривых значение ОБЭ протонного излучения

медицинской установки по показателю 10 % выживаемости клеток В16F10 составило $1,5 \pm 0,2$, что более чем на треть выше принятого значения [3].

Таким образом, ОБЭ протонов сканирующего пучка отличаются в большую сторону от общепринятого Международной комиссией по радиационным единицам и измерениям (ICRU) значения 1,1.

Литература

1. Michaelidesova A. // Australas Phys Eng Sci Med. – 2017. – N. 40(2). - P. 359-368.
2. Paganetti H. // Phys. Med. Biol. – 2014. – N. 59 – P. R419-R472.
3. ICRU Report. – 2007. – N. 78.

МОДИФИКАЦИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВР-ц (ОБНИНСК) ДЛЯ УВЕЛИЧЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ

Е.А. Степанов¹, М.А. Маркина², Ю.А. Кураченко³

¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва,

²Филиал НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск,

³ВНИИ РАЭ, г. Обнинск

Реактор ВВР-ц работает в Филиале НИФХИ с 1964 г. Для анализа перспектив его дальнейшей эксплуатации выполнена расчётно-экспериментальная работа по повышению плотности потока тепловых нейтронов в активной зоне (АЗ) реактора. Для расчётной модернизации АЗ проведена замена периферийных ТВС на бериллиевые сборки, аналогичные по форме существующим ТВС.

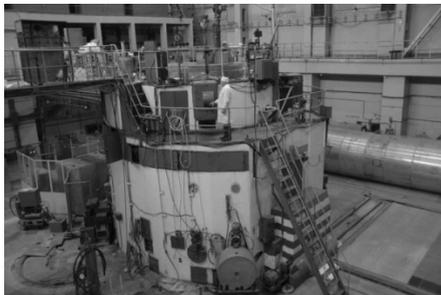


Рис. 1. Общий вид реактора ВВР-ц (Обнинск)

Рассмотрены пять различных конфигураций АЗ с бериллием. Максимальный выигрыш в плотности потока в центре АЗ для «оптимальной» конфигурации – увеличение в 2.7 раза, от $1.82 \cdot 10^{14}$ до $4.87 \cdot 10^{14}$ см⁻²с⁻¹. Расчётная технология, основанная на программе MCNP, была предварительно верифицирована на экспериментальных данных.

ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ ПЛАНИРОВАНИЕ ВНУТРИТКАНЕВОЙ БРАХИТЕРАПИИ ОПУХОЛЕЙ ГОЛОВЫ И ШЕИ

Базовкина Е.В., Анохин Ю.Н., Борышева Н.Б.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Медицинский Радиологический Научный Центр им. А.Ф.

Цыба – филиал ФГБУ «НМИРЦ» Минздрава России, Обнинск

Злокачественные опухоли полости рта представляют одну из сложнейших медико-социальных проблем в современной онкологии и относятся к группе социально значимых. При лечении больных с опухолями головы и шеи особое внимание заслуживает методика внутритканевой нейтронной терапии источниками ²⁵²Cf [1].

Цель: проведя дозиметрические расчеты облучения штырьковыми источниками ²⁵²Cf, проанализировать конечные данные и оценить эффект от лечения.

Материалы и методы: наша задача заключалась в анализе расчетных значений длительности облучения и поглощенной

дозы; установлении соответствия между наличием лучевых реакций, а также причинами их проявления и схемами расположения источников; сопоставлении выбора схемы расположения источников с определенным диагнозом, при котором они применялись.

Результаты: Методом внутритканевой терапии с использованием источников ^{252}Cf было пролечено 97 пациентов. В период с 2006 по 2013 год было составлено 175 планов. Мы отобрали из общего числа 20 случаев. После осуществления расчетов физических величин, необходимых для планирования внутритканевой нейтронной терапии, для 20 случаев расположения источников был проведен анализ, на основе которого мы сделали следующие выводы.

Выводы:

1. Величина длительности облучения зависит от ряда параметров, но определяющим фактором является доза нейтронов, заданная врачом. Данная зависимость имеет прямо пропорциональный характер. Зависимость мощности поглощенной дозы нейтронов на границе опухоли от длительности облучения является обратно пропорциональной

2. Лучевые реакции были зафиксированы в 35 % рассматриваемых случаев. После дистанционной лучевой терапии лучевые реакции обнаружили в 42.86 % случаев, после внутритканевой нейтронной брахитерапии – в 57.14% случаев. Относительно схем расположения источников лучевые реакции распределились следующим образом: «эллипс» – 57.14 %, «1 квадрат» - 28.57 %, «2 квадрата» - 14.29 %.

3. Рак боковой поверхности языка и слизистой оболочки щеки был пролечен схемой «эллипс» - 100%, рак нижней губы – схемой «квадрат» (100 %). Таким образом, выбор схемы происходит в соответствии с анатомическим расположением опухоли из соображений удобства.

Литература

1. Втюрин Б.М., Иванов В.Н., Иванова Л.Ф., Абдулкадыров С.А. Методика внутритканевой лучевой терапии опухолей радиоактивными препаратами ^{60}Co и ^{252}Cf способом

последовательного ручного введения интрастатов и источников излучения // Обнинск, 1982

ВОКСЕЛЬНЫЙ АНТРОПОМОРФНЫЙ ФАНТОМ ДЛЯ АНАЛИЗА ТЯЖЁЛОЙ АВАРИИ В САРОВЕ

Д.Н. Моисеенко¹, Ю.А. Кураченко²
¹ ООО НПП «РАДИКО», г. Обнинск, Россия
²ВНИИРАЭ, г. Обнинск, Россия

Восстановление доз после радиационных аварий, вызвавших тяжёлые последствия, является сложной задачей. Результаты, полученные различными исследователями, зачастую противоречивы. Особенно это относится к дозам в органах и тканях, значения которых могут различаться в несколько раз. В этом отношении использование достаточно дифференцированных антропоморфных фантомов [1] для восстановления доз радиационных аварий может быть весьма продуктивным. В работе приводятся результаты расчёта доз для тяжёлой радиационной аварии на критической сборке в РФЯЦ-ВНИИЭФ (г. Саров).

Авария произошла 17 июня 1997 г. на стенде критическихборок ФКБН-2М [2]. Экспериментатор проводил контрольную сборку хорошо изученной системы, содержащей в своём составе высокообогащённый уран и медный отражатель. Система уже была близка к критической когда полусфера выскользнула из рук в резиновых перчатках и упала на ранее собранную на нижней части стенда урановую сферу в половине медного отражателя. Нижняя часть сферы перешла через критическое состояние, что сопровождалось световой вспышкой, тепловой волной и срабатыванием аварийного сброса нижней части стенда. Поняв, что произошла СЦР, экспериментатор быстро покинул зал и был срочно госпитализирован. Несмотря на все усилия врачей, жизнь экспериментатора спасти не удалось.

В наших расчётах использовался воксельный фантом VIP-Man [3]. Размер вокселя составляет 4 x 4 x 4 мм³. Высота

фантома составляет 186 см, масса 110 кг. Несмотря на достаточно большой объём вокселя, фантом VIP-Map описывает тело взрослого человека целиком (имеется описание 62 органов и тканей). Расчёты фантома выполнены с помощью программы MCNP [4].

В качестве индикаторов качества расчёта были получены следующие величины (см. Табл. 1):

- поглощённая доза нейтронов в области расположения дозиметра ГНЕЙС;
- поглощённая доза нейтронов во всём теле;
- поглощённая доза фотонов в области расположения дозиметра ГНЕЙС;
- поглощённая доза фотонов в зубах.

Данные таблицы хорошо согласуются. Отметим, что существующие литературные данные не содержат значений доз дифференцированно по органам и тканям, которые были получены в наших расчётах (для более чем 30-ти внутренних органов). Эти данные позволяют скорректировать причину гибели, заявленную в литературе как радиационная пневмония. Наша гипотеза *causa mortis* – поражение центральной нервной системы.

Таблица 1

Сравнение поглощённых доз, полученных в настоящей работе со значениями доз, полученных с дозиметров исследователя

Поглощённая доза, Гр	Литературные данные [2]	Наши результаты
Грудь (нейтроны)	45 ± 5	44 ± 7
Грудь (фотоны)	3.5 ± 0.3	6 ± 1
Тело (нейтроны)	$8 \div 11$	11 ± 2
Зубы (фотоны)	4.5 ± 0.4	4.0 ± 0.7

Литература

1. Кураченко Ю.А., Моисеенко Д.Н. Воксельные фантомы в задачах медицинской физики // Медицинская физика 2012, №3, с. 27– 34.
2. The criticality accident in Sarov, IAEA, VIENNA, 2001, ISBN 92–0–100101–0.

3. Xu, X.G., Chao, T.C., and Bozkurt, A. VIP-Man: An image-based whole-body adult male model constructed from color photographs of the Visible Human Project for multi-particle Monte Carlo calculations, Health Phys, 78, 476, 2000.
4. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. *Authors:* X-5 Monte Carlo Team //LA-UR-03-1987. April 24, 2003.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ СОВРЕМЕННЫХ СХЕМ ПОЛУЧЕНИЯ ОСНОВНОГО МЕДИЦИНСКОГО ДИАГНОСТИЧЕСКОГО РАДИОНУКЛИДА

*А.Х. Салахетдинова, О.О. Новожилова, А.Г. Мелузов
ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

Порядка 80% проведения всех диагностических процедур в ядерной медицине зависит от поставок молибдена-99, используемого для производства генераторов технеция-99m, который является основным диагностическим радионуклидом современной ядерной медицины.

Технеций это быстро распадающийся нуклид, который является дочерним продуктом β^- -распада нуклида молибдена-99. Период полураспада технеция составляет 6,04 часа, поэтому его доставка в отдаленные от места производства клиники невозможна, точно, как и создание на месте складских запасов. Решением данной проблемы в современной медицинской практике стало использование генераторов технеция. Специальных устройств, представляющих собой хроматографическую колонку, в которую загружается материнский нуклид молибден-99 с периодом полураспада 66 часов, в результате промывания колонки соевым раствором технеций вымывается и в соответствии с рассчитанной дозой, готовый раствор вводится пациенту. Это дает возможность получать радионуклид технеция непосредственно в клинике, перед проведением диагностической процедуры, а соответственно и осуществлять поставку данных генераторов даже в удаленные места.

Для обеспечения потребностей ядерной медицины в ^{99m}Tc необходимо налаженное производство молибден-99, который на данный момент получают на промышленных и исследовательских реакторах. Реакторный способ производства может идти по двум схемам:

- получение ^{99}Mo как одного из осколков деления ядер ^{235}U ;
- получение ^{99}Mo в результате реакции захвата на природном изотопе ^{98}Mo .

Данные схемы подразумевают облучение мишени, и затем извлечение изотопа молибдена-99 в горячих камерах радиохимическими методами.

При традиционном реакторном способе производства остаётся большое количество жидких радиоактивных отходов, и работать приходится с мишенями из высокообогащенного урана, из которых 97% от исходной загрузки попадает в отходы.

В России разрабатывается проект растворного ядерного реактора «Аргус», предназначенного специально для наработки медицинских изотопов.

Конструктивно реакторная установка «Аргус» представляет собой герметичный корпус, заполненный жидким топливом – водным раствором уранил-сульфата с низким обогащением по урану (до 20%). Графитовый отражатель обхватывает весь корпус, который в свою очередь, помещается в бетонный куб.

Сам реактор, все системы управления и защиты, а также оборудование систем регенерации и охлаждения являются составными частями, выполняемыми в едином комплекте, конструируются и поставляются в комплексе. Основной трудностью при проектировании реакторов такого типа является агрессивность раствора солей по отношению к конструкционным материалам.

СЕКЦИЯ VIII НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ

ВЫБОР УПЛОТНЯЮЩИХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ПУЛЬСАЦИОННОЙ ЭКСТРАКЦИОННОЙ КОЛОННЫ ГИДРОМЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ВВЭР-1000

Ореховский А.С.

ДИТИ НИЯУ МИФИ, г.Дмитровград, Россия

Протекающий в экстракционном аппарате технологический процесс характеризуется высокой химической активностью жидкой среды в сочетании с высокой радиоактивностью раствора. Поэтому, чтобы обеспечить работоспособность аппарата в течение срока межремонтного периода, при выборе подходящих материалов для уплотнений следует находить компромиссное решение, учитывающее агрессивные действующие факторы.

В данной работе рассмотрены наиболее распространённые полимеры, используемые в машиностроении, судостроении, авиастроении, медицине, электротехнике и химической промышленности с целью выбора материала уплотнений для работы колонного пульсационного аппарата в полях гамма-излучения при дозе $8,9 \cdot 10^7$ рад и в среде азотной кислоты в процессе гидрометаллургической переработки ОЯТ ВВЭР-1000.

Для предсказания растворимости полимера в различных средах, использовалась такая характеристика, как коэффициент растворимости δ_r [1]:

Величина δ_r определяется соотношением:
$$\delta = \sqrt{\frac{\Delta E_0}{V}}$$

Отношение $\Delta E_0/V$ называется плотностью энергии когезии и представляет собой меру количества энергии, необходимой для преодоления всех межмолекулярных сил в 1 см^3 вещества.

Наряду с химической стойкостью полимеров, исследование радиационно-химического выхода газообразования, структурирования и деструкции межмолекулярных связей

показали, что полистирол считается наиболее перспективным материалом в условиях ионизирующего излучения после облучения γ -квантами и получения дозы до 10^6 Гр при температуре до 300 К. Одновременно с этим, результаты исследований относительной радиационной стойкости полимеров, из всех представленных в методической части, также показали, что полистирол наименее подвержен изменению физико-механических свойств материалов после получения дозы до $6,5 \cdot 10^6$ Гр. Т.к. данный полимер имеет самый высокий порог повреждений, то он может быть рекомендован в качестве уплотнений для аппаратов, работающих в условиях ионизирующего излучения.

Таким образом, в аппаратах гидрометаллургической переработки ОЯТ ВВЭР-1000, в качестве уплотнений рекомендуется использовать карбоцепный линейный неполярный полимер – полистирол.

Литература.

1. Кирхер, Д.Л., Бовман, Р.Д. Влияние облучения на материалы и элементы электронных схем/ Д.Л.Кирхер, Р.Д.Бовман – Москва.: Атомиздат, 1967.– 428 с.

2. Pinkerton, D.M., Sach, B.T. The effects of radiation on the gas yields and crystallinity of polymers/ D.M.Pinkerton, B.T. Sach// Australian journal of Chemistry, 1970.– vol. 10.– pp. 1947-1961.

РАЗРАБОТКА МАТРИЧНОГО МАТЕРИАЛА ДЛЯ УТИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

*Луцик И.О., Кузьмин В.С., Посохов Д.В.
НИ ТПУ, г. Томск, Россия*

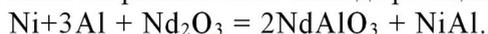
Актиноиды, образующиеся в результате облучения ядерного топлива (ОЯТ) в реакторе, а также в результате его переработки на радиохимических заводах, относятся к классу высокоактивных радиоактивных отходов (ВАО). Опасность при обращении с ними обусловлена высокой радиационной и химической токсичностью, а большие периоды полураспада

изотопов Np, Pu, Am требуют их контролируемого хранения в течение десятков и сотен тысяч лет [1].

Для иммобилизации ВАО в настоящее время используются матричные материалы на основе различных стекол, однако данные матрицы не всегда в полной степени соответствуют требованиям, предъявляемым к материалам для иммобилизации РАО [2], помимо этого, остекловывание РАО является достаточно дорогостоящей процедурой, поэтому в настоящее время активно ведется поиск и исследование новых матричных материалов. Наиболее подходящими матрицами для длительного хранения ВАО при их удалении в геологические формации являются керамические матрицы.

Синтез керамических матриц осуществляется путем прессования порошков исходных компонентов и их дальнейшего спекания. Применение метода самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС) [3] позволяет повысить экономический эффект при синтезе матриц за счет использования относительно простой технологической схемы, малых энергетических затрат, необходимых лишь для инициации волны горения, а также высокой скорости синтеза. Цель данной работы – исследование перовскитоподобной керамической матрицы на основе алюминиды неодима для иммобилизации ВАО, полученной методом СВС.

Установлено, что для синтеза матрицы необходимо введение реакционноспособной никелевой добавки в исходную шихту с целью увеличения энергетического выхода реакции:



Использование механической активации и вакуумной сушки порошков также позволило увеличить реакционную способность смеси, что привело к уменьшению температуры иницирования реакции, уменьшению пористости и увеличению прочности полученных образцов.

Литература

1. Стефановский С. В. и др. Керамика для иммобилизации актиноидных отходов // Вопросы радиац. безопасности. – 2002. – №. 1. – С. 15.

2. Глаговский Э.М., Куприн А.В., Коновалов Э.Е. и др. Способ иммобилизации высокоактивных отходов фракции трансплутониевых и редкоземельных элементов // Патент РФ № 2210824-2003. – Приоритет от 17.07.2001.

3. Долматов О. Ю. и др. Разработка матричного материала для иммобилизации радиоактивных отходов на основе модифицированного перовскита в режиме технологического горения // Фундаментальные исследования. – 2016. – №. 5-2. – С. 237-241.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СОВРЕМЕННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ СНИЖЕНИЯ ТРЕНИЯ И ИЗНОСА

А. И. Ершов, Ю.П. Косогова, А.В. Попова
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск

В любом механическом процессе трение неизбежно. Оно может оказывать как положительное, так и отрицательное воздействие. К первому можно отнести торможение, процесс прокатки, сцепление с поверхностью. Однако в большинстве случаев оно всё же оказывает вредное действие и является одной из причин расхода энергии в любых механизмах, имеющих трущиеся поверхности. Работа сил трения преобразуется в теплоту, что приводит к повышению температуры составных частей машины и является опасным, т.к. приводит к поломкам, усталостным разрушениям.

Для снижения коэффициента трения и повышения износостойких качеств материалов, в настоящее время разработаны различные нанопорошки, самосмазывающиеся покрытия, присадки, геотрибомодификаторы и композиционные материалы, в составе которых эффективно используются следующие соединения:

– сульфиды и оксиды меди, железа, молибдена и других металлов. Для высокотемпературных конструкций при помощи CVD-технологии разработаны самосмазывающиеся композиционные покрытия, состоящие дисульфида молибдена и нитрида титана;

– включение в состав различных композиционных материалов и геомодификаторов трения графита, а также осуществление электроискрового легирования графитом стальных поверхностей, позволяет снизить коэффициент трения и повысить устойчивость трущихся поверхностей к износу. Весьма ценным свойством электроискрового легирования является также то, что оно обеспечивает надежную связь упрочненного слоя с легируемым металлом. Не так давно для создания электроискровых покрытий в качестве легирующих электродов начали использовать алюминиды титана ($TiAl_3$, $TiAl$, Ti_3Al), полученные методом порошковой металлургии;

– один из эффективных составов концентрированных взвесей геомодификаторов трения, содержащий смазочное масло серпентин, магнетит, доломит, пироксен позволяет снизить износ узлов трения на 50-70%, потери на трение - в 1,5-2 раза. Такой технический результат достигается благодаря тому, что геомодификатор, оказавшись в зоне трения, структурно модифицирует поверхность и создает защитный квазисжиженный слой;

– присутствие фуллерена C_{60} в минеральных смазках инициирует на поверхностях тел образование защитной фуллерено-полимерной плёнки толщиной 100 нм. Образовавшаяся плёнка защищает от термической и окислительной деструкции, повышает термостабильность смазок до 400—500 °С, увеличивает время жизни узлов трения в 3-8 раз.

Одним из интересных способов в борьбе с трением стало использование идеи чешуйчатого строения поверхностного слоя кожи змеи. При помощи волоконно-оптического лазера немецкие ученые создали на поверхности стали чешуйчатую структуру и обнаружили, что в присутствии смазки коэффициент трения увеличивается, однако при сухом трении структурированные поверхности показали снижение сил трения в несколько раз. Развитие в данном направлении позволит увеличить срок службы механизмов, работающих в сложных условиях без возможности применения смазочных материалов.

Изучая вопрос о трении и проводя различные исследования, было получено еще одно интересное решение: в системе, состоящей из двух трущихся поверхностей, одна из которых покрыта графеном, а другая – алмазно-углеродистой смесью, коэффициент трения уменьшается в несколько раз. Это происходит благодаря тому, что некоторые алмазные наночастицы отрывались от поверхности под воздействием сил трения, катаясь в промежутке между поверхностями. Кроме того, от слоя графена они отрывают небольшие хлопья, выполняющие роль дополнительной «смазки», обеспечивающей скольжение. При различных нагрузках, скоростях скольжения, температурах отмечалось значительное снижение коэффициента трения.

Подводя итог можно сказать: в настоящее время данная область является одной из самых актуальных и стремительно развивающихся в мире, а современные материалы позволяют добиться значительных успехов в уменьшении трения и износа.

Литература

1. Д. И. Бобров, О трении, графите и нанотехнологиях // *Наука и жизнь*, - Москва 2015.
2. Рогов В.А., Соловьев В.В., Копылов В.В. Новые материалы в машиностроении. – Москва: РУДН, 2008
- 3.

ИССЛЕДОВАНИЯ ФАЗООБРАЗОВАНИЯ МАТРИЦЫ ПОЛУЧЕННОЙ МЕТОДОМ СВЧ

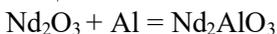
*Винокуров А.Р. Д.В. Посохов, В.С. Кузьмин
НИ ТПУ, г. Томск*

На данный момент, в нашей стране накоплено около пяти ста шестидесяти (560) миллионов кубических метров радиоактивных отходов, большая часть из них находится в ожидании дальнейшей переработки [1].

Одной из перспективной технологии переработки РАО является использование матричных материалов. Предлагаемая матрица для иммобилизации радиоактивных отходов является перовскитная керамика. Являющейся аналогом природных

устойчивых минералов, отвечающая установленным требованиям к свойствам материалов для иммобилизации РАО. Которые могут быть использованы в качестве надежных матриц для окончательного захоронения РАО в течение долгого времени.

Синтез матричного материала осуществлялся в соответствии с реакцией:



На рисунке 1 представлена рентгенограмма образца с молекулярным соотношением реагентов Ni/Al/Nd₂O₃ 0,8/1/0,3. Анализ образца показал наличие фазы перовскита NdAlO₃ в количестве 11,3 %.

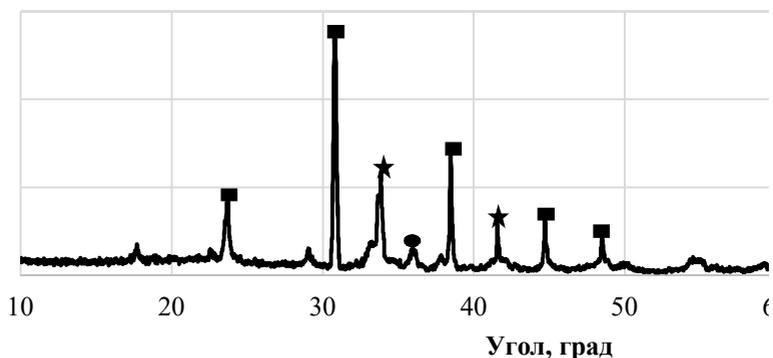


Рис. 1. Рентгенофазовый анализ, где ■ – NdAlO₃ – 11,3 %, ● – Nd₂O₃ – 19,6%, ★ – Al – 69,1 %.

Анализируя данные полученные РФА, было установлено, что температура реакции в образцах при протекании СВС не достигает необходимого уровня для образования перовскита NdAlO₃, на периферии образцов. Добиться повышения температуры реакции можно добавлением Ni в исходную шихту и проведением синтеза в техническом вакууме.

Литература

1. Петров Г. А.; под ред. Мержанова А. Г. Инновационные энергосберегающие технологии переработки радиоактивных отходов. – М.: Книжный мир, 2012. – С. 122 – 123.

РАССМОТРЕНИЕ НИКЕЛЕВОЙ ДОБАВКИ В КАЧЕСТВЕ МЕТОДА УПРАВЛЕНИЯ СВ-СИНТЕЗОМ

*Кузьмин В.С., Посохов Д.В.
НИ ТПУ, г. Томск*

Проблема обращения с радиоактивными отходами является одной из наиболее важных в ядерной отрасли. Для обеспечения их безопасного хранения используются различные технологии иммобилизации радиоактивными отходами в новые стабильные матричные материалы, которые должны обладать определенным набором химических и физических характеристик.[1]

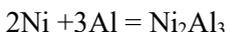
На территории Российской Федерации реализуются два технологических процесса иммобилизации радиоактивных отходов: остекловывание и цементирование. Но при долговременном хранении стеклянные матрицы не могут обеспечить долговременное хранение радионуклидов, представляющих угрозу в течении сотен тысяч лет. На сегодняшний день поиск новых материалов для иммобилизации радиоактивных отходов активно ведется.

Для надёжной иммобилизации радионуклидов в течение необходимого времени матричный материал должен обладать комплексом физико-химических свойств, а именно: высокими теплофизическими свойствами материала, такими как теплопроводность, теплоемкость, достаточными механическими характеристиками. К другим важным характеристикам матричных материалов можно отнести радиационную стойкость и химическую стабильность.[2]

Главными недостатками существующих технологий иммобилизации РАО являются: во-первых, высокая стоимость технологического процесса, а во-вторых высокая скорость

выщелачивания радионуклидов, что делает их непригодными для долговременного хранения (сотни тысяч лет).[3]

В качестве материала для матрицы был выбран обладающий необходимыми свойствами алюминид никеля. Для проведения эксперимента по получению матрицы были использованы соответствующие порошки, из расчета на прохождение следующей реакции:



При разбавлении СВС – шихты продуктом разбавителем, а в нашем случае – соединениями, содержащими радионуклиды, температура горения уменьшается, а вместе с ней уменьшается и скорость горения. Таким образом, при увеличении степени разбавления инертными добавками, возможно, как не прогорание образца, приводящее к снижению требуемых характеристик, так и полное отсутствие реакции синтеза.

В следствии того что, рассматривая фракция является актиноидной в качестве имитатора радиоактивных отходов был выбран оксид неодима. Доля добавки в исследуемых образцах варьировалась в диапазоне от 5 % до 70 %.

При превышении 30-ти процентного порога разбавления матрица становится более хрупкой, вследствие смещения фазообразования в сторону оксидов алюминия.

Рентгенофазный анализ выявил, наличие дополнительных фаз при разбавлении исходной шихты оксидом неодима от 20 % и выше происходит образования трёх дополнительных фаз:

- алюминида неодима;
- перовскита на основе алюминия;
- оксида алюминия.

Перовскит алюминия, являющийся синтетическим аналогом минерального соединения, позволяющий осуществлять долговременное хранения радиоактивных отходов в следствии высокой стойкости к выщелачиванию и коррозии.

Литература

1. М. Скачек, Обращение с отработавшим топливом и радиоактивными отходами АЭС, Издательство: МЭИ, 488 с.

2. Рогачев А. С., Мукасян А. С. Горение для синтеза материалов: введение в структурную макрокинетiku. – М.: ФИЗМАЛИТ, 2013. – 400 с

3. Итин В.И., Найбороденко Ю.С. Высокотемпературный синтез интерметаллических соединений. – Томск: Изд во ТГУ, 1989. – 214 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ НАЧАЛЬНЫХ ПАРАМЕТРОВ ШИХТЫ НА ФАЗООБРАЗОВАНИЕ НИКЕЛЬАЛЮМИНИЕВОЙ МАТРИЦЫ ПОЛУЧЕННОЙ В РЕЖИМЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ГОРЕНИЯ

*Посохов Д.В., Кузьмин В.С.
НИ ТПУ, г. Томск*

В настоящее время на территории Российской Федерации накоплено порядка пятисот шестидесяти миллионов кубических метров радиоактивных отходов, 50% из которых находятся во временных хранилищах до дальнейшей переработки. Помимо этого, каждый год еще образуется порядка пяти миллионов кубических метров. [1]

На данном этапе реализованы два технологических процесса по иммобилизации РАО в матрицы, цементирование и использование матриц на основе стекла. С точки зрения экологической безопасности при хранении радиоактивных отходов в течении десятков и сотен тысяч лет стеклянные матрицы не могут быть использованы для иммобилизации отходов, содержащих долгоживущие радионуклиды. В течение столь длительного времени невозможно гарантировать сохранность стекла со включёнными отходами ввиду его недостаточной химической устойчивости и склонности к спонтанной кристаллизации при повышенных температурах. В настоящее время активно продолжается поиск новых иммобилизационных материалов, лишенных данных недостатков.

В данной работе рассматривается производство матричного материала на основе модифицированного перовскита,

полученного технологией самораспространяющегося высокотемпературного синтеза. К преимуществам технологии СВС следует отнести простоту аппаратного исполнения, малые времена протекания синтеза, сравнительно малые энергозатраты. Кроме того, СВ-синтез характеризуется такой уникальной особенностью, как существование в течение протекания взаимодействия высокотемпературной среды, допускающей различные типы дополнительных внешних воздействий, посредством которых представляется регулирование структуры и свойств конечных продуктов, т.е. позволяет получать новые материалы с требуемым набором свойств.

В ходе проведения синтеза матричных образцов к исходной шихте в качестве имитаторов радиоактивных отходов добавляли порошок Nd_2O_3 количество добавки варьировалось в пределах от 5% до 70% весовых.

По результатам анализа полученных данных при исследовании образцов, была выявлена зависимость давления прессования исходной шихты на фазообразование никельалюминиевой матрицы. При давлении прессования до 40 кгс/см² наблюдается образование двух фаз, а именно Ni_2Al_3 и NiAl , а при превышении этого давления наблюдается образование лишь одной фазы алюминида никеля NiAl вследствие изменения прохождения синтеза и образования без промежуточной фазы Ni_2Al_3 .

При проведении экспериментов по синтезу в полученных образцах были обнаружены перовскитные фазы, являющимися синтетическими аналогами природных минералов, которые в естественных условиях надежно изолируют радионуклиды на протяжении многих миллионов лет.

Литература

1. Итин В.И., Найбороденко Ю.С. Высокотемпературный синтез интерметаллических соединений. – Томск: Изд во ТГУ, 1989. – 214 с.

2. Петров Г. А.; под ред. Мержанова А. Г. Инновационные энергосберегающие технологии переработки радиоактивных отходов. – М.: Книжный мир, 2012. – С. 122 – 123.

**СЕКЦИЯ IX
РАЗВИТИЕ АТОМНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ И РОЛЬ ПРОФЕССИОНАЛЬНЫХ
НЕПРАВИТЕЛЬСТВЕННЫХ И
ОБЩЕСТВЕННЫХ ОРГАНИЗАЦИЙ**

**СТРОИТЕЛЬСТВО ПЛАВУЧЕЙ АТОМНОЙ
ТЕПЛОЭЛЕКТРОСТАНЦИИ Г.ПЕВЕК И КЛАСТЕРНОЕ
РАЗВИТИЕ ЧУКОТСКОГО АВТОНОМНОГО ОКРУГА**

*А.И. Анисимова, М.Р. Копин, М.А. Алленых
ФГБОУ Финансовый Университет при Правительстве
РФ, г.Москва*

Кластерное развитие в современной российской экономики уже доказало свою эффективность. Поэтому регионы стараются использовать свои преимущества и сконцентрироваться на развитии определенных товаров и услуг.

В настоящее время Дальневосточный федеральный округ в целом и Чукотский автономный округ в частности, отстают от лидирующих российских регионов в развитии экономики и социальной сферы. Причиной отставания является целый узел нерешённых взаимосвязанных проблем, прежде всего, дефицит качественных рабочих мест, дискомфортные климатические условия, дефицит инфраструктуры.

Долгосрочная Стратегия развития Чукотского автономного округа предполагает развитие двух зон опережающего развития в виде промышленных кластеров – это Чаун-Билибинская (Баимская площадь - медно-порфировое месторождение) и Анадырская зоны (Беринговский каменноугольный бассейн и Анадырская нефтегазовая провинция).

Освоение месторождения предполагает развитие в регионе сопутствующей транспортной и энергетической инфраструктуры, что позволит решить несколько ключевых задач региона. Первостепенной задачей является развитие автономной энергосистемы региона, которая включает:

- А. Замену выбывающих мощностей Билибинской АЭС (48 МВт) и Чаунской ТЭЦ (30 МВт);
- В. Создания в регионе новых генерирующих мощностей, отсутствие которых сдерживает развитие многих промышленных производств и коммунального хозяйства;
- С. Разветвление энергосети региона за счет строительства дополнительных линий электропередач.

Дальнейшая стабилизация социально-экономической ситуации в регионе обуславливает необходимость разработки комплексной Программы развития, направленной не только на стабилизацию, но и на создание условий развития экономики региона. Важнейшим объектами этой Программы должны стать энергетическая и дорожная инфраструктуры, геологоразведка, а также сопутствующие отрасли экономики.

Основные цели строительства плавучей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС) включают в себя:

- обеспечение растущих энергетических потребностей региона;
- эффективное энергоснабжение освоения и разработки золоторудных и других месторождений ЧБПЭР;
- обеспечение стабилизации тарифов на электрическую и тепловую энергию для населения и промышленных потребителей;
- создание надежной энергетической базы для социально-экономического развития региона.

Реализация проекта позволит создать условия для успешного развития горнодобывающей промышленности и сопутствующих отраслей экономики ЧАО, обеспечит получение коммерческой выгоды для всех его участников и рост налоговых поступлений в бюджеты всех уровней.

Предлагаемая к строительству ПАТЭС является уникальным энергоисточником нового поколения, который предназначен для обеспечения надежного электро- и теплоснабжения потребителей в районах Крайнего Севера и Дальнего Востока. Важнейшей характеристикой ПАТЭС является возможность ее использования для энергоснабжения объектов промышленности и населения в районах, находящихся вне зоны

централизованного энергоснабжения и обладающих при этом высоким нереализованным экономическим потенциалом.

Литература

1. <http://чукотка.рф/>
2. <http://www.prochukotku.ru/>

ФАКТОРЫ КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТИ АЭС

*С.С. Бонцаревич
ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

Сегодня на мировом рынке сооружения АЭС наблюдается жесткая конкуренция между разными инвестиционными проектами. Заказчики (эксплуатирующие организации и государственные ведомства) осуществляют выбор проектов с учетом затрат как единовременных (капитальных), так и эксплуатационных, имеющих место на протяжении всего жизненного цикла АЭС. Во всем мире компании, участники инвестиционного проекта сооружения АЭС, действуют в различных национальных условиях, определяемых экономическими, политическими, правовыми, институциональными и прочими факторами конкретной страны. При масштабировании проектов и экспорте строительных услуг компании опираются на свои конкурентные преимущества, наработанные на внутреннем рынке.

Ключевым моментом любой стратегии развития атомной энерготехнологии является стоимость электроэнергии, вырабатываемой АЭС и поступающей на рынок. Согласно методологии оценки LCOE, для расчета стоимости электроэнергии в центах на киловатт-час (или долларах на МВт-ч) оцениваются амортизированные капитальные затраты и текущие эксплуатационные расходы. Для сооружения АЭС привлекаются финансовые ресурсы, которые классифицируются: собственные и кредитные. Оба типа ресурсов имеют свою цену, определяемую через процентную ставку. Выплату процентов за использование этих ресурсов –

так называемые затраты на финансирование (financing costs) – необходимо учитывать при определении капитальных затрат и стоимости электроэнергии АЭС.

В условиях рыночных отношений для реализации инвестиционного проекта сооружения АЭС необходимо доказать его экономическую эффективность для инвестора по сравнению с альтернативными проектами. Используют для этого финансовый инструмент – показатель внутренней нормы доходности (Internal Rate of Return – IRR), оценивают влияние стоимости сооружения АЭС (ЕРС-затрат) и цены электроэнергии на этот показатель инвестиционного проекта как одного из основных в системе оценки коммерческой привлекательности проекта. Анализ факторов чувствительности IRR проекта к ЕРС-затратам и цены электроэнергии показал, что уровень показателя IRR растет при снижении капитальных затрат на сооружение АЭС. С другой стороны, уровень IRR значительно подвержен влиянию показателя изменения цены на электроэнергию в национальной экономике.

Литература

1. В.В. Ковалев. Введение в финансовый менеджмент. М.: Финансы и статистика. 2000, с. 357;
2. Business Case for New Nuclear Power Plants // Briefing for NERAC. Scully Capital. October 1, 2002.

Подготовка оригинала-макета Ю.В. Левченко

ЛР № 020713 от 27.04.1998

Подписано к печати

Формат бум. 60x84/16

Печать ризограф.

Бумага МВ

Печ.л. 17

Заказ №

Тираж 200 экз.

Цена договорная

Отдел множительной техники ИАТЭ

249040, г. Обнинск, Студгородок, 1