

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РФ
Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования
«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ

ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»



**IX Международная научно-практическая
конференция
«Физико-технические проблемы в науке,
промышленности и медицине»
СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ**

**ТОМСК
21-22 сентября 2017**



МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РФ
Федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования

**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ

**Физико-технические проблемы в науке,
промышленности и медицине**

Конференция посвящена 50-летию исследовательского ядерного реактора ТПУ
(ИРТ-Т)

СЕКЦИИ КОНФЕРЕНЦИИ

- Секция 1 Эксплуатация исследовательских ядерных установок в мире: вызовы современности установки
- Секция 2 Международный и национальный опыт в совершенствовании культуры безопасности ядерных объектов энергетике
- Секция 3 Ядерные технологии XXI века

Томск – 2017

УДК 62:53+61:53(063)
ББК 3+5л0
Ф503

Ф503 Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник тезисов докладов IX Международной научно-практической конференции. – Томск, 2017. – 78 с.

Сборник тезисов докладов включает материалы IX Международной научно-практической конференции «Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине». Конференция проводится на Физико-техническом институте Томского политехнического университета 21–22 сентября 2017 г.

Материалы сборника представлены в авторской редакции.

Редакционная коллегия

Байдали С.А., к.т.н.	Председатель, к.т.н., доцент, проректор ТПУ по НРИИ
Долматов О.Ю., к.ф.-м.н	Сопредседатель, к.ф.-м.н., доцент, директор ФТИ ТПУ
Селиваникова О.В.,	Секретарь оргкомитета, старший преподаватель кафедры ФЭУ ФТИ
Варлачев В.А., д.т.н.	Эксплуатация исследовательских ядерных установок в мире: вызовы современности установки
Демянюк Д.Г., к.т.н.	Международный и национальный опыт в совершенствовании культуры безопасности ядерных объектов
Скуридин В.С., д.т.н..	Ядерные технологии XXI века

ОГЛАВЛЕНИЕ

Секция 1 Эксплуатация исследовательских ядерных установок в мире: вызовы современности	9
SURVIVAL OF THE MINOR ACTINIDES IN THE EPITHERMAL SPECTRUM OF NEUTRONS A.A. Ivanova, S. V. Bedenko, I.O. Lutsik	10
OPTIMIZED FILTERED BACKPROJECTION TOMOGRAPHIC RECONSTRUCTION ALGORITHM FOR STEP-SHIFT SCANNING OF THE SAMPLE A.H. Ozdiev	11
THE STATE OF NUCLEAR AND RADIATION SAFETY OF THE RESEARCH NUCLEAR REACTOR IRT-T A. Yanichev, A. Naimushin, O. Khudoleeva, P. Khudoleev	12
РЕКОНСТРУКЦИЯ ДЕФЕКТНОГО СВАРНОГО СОЕДИНЕНИЯ НА ОСНОВЕ ДАННЫХ УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ТОМОГРАФИИ В.В. Абрамец, Д.О. Долматов, Я.А. Салчак	12
АНАЛИЗ ИЗМЕНЕНИЯ СПЕКТРА ПОТОКА НЕЙТРОНОВ НА НАЧАЛО И КОНЕЦ КАМПАНИИ ТОПЛИВА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВК-300 М.М. Балачков, Д.В. Коновалов, А.А. Пермикин	13
О ВОЗМОЖНОСТИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ О.В. Мударисов, И.Ю. Новоселов, Е.В. Беспала, С.В. Макаревич	14
ПРИМЕНЕНИЕ КАРБИДА БОРА В КАЧЕСТВЕ ПОГЛОТИТЕЛЯ ДЛЯ СТЕРЖНЕЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА БН-800 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС И.С. Бибик, А.И. Вальцева	15
РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ КАНАЛА ГЭК-1 РЕАКТОРА ИРТ-T В ТКАНЕЭКВИВАЛЕНТНЫХ ФАНТОМАХ А.С. Бусыгин, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин	17
ФОРМИРОВАНИЕ НЕЙТРОННОГО ПУЧКА ДЛЯ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ НА РЕАКТОРЕ ИРТ-T Е.А. Загуменный, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин	17
РАСЧЕТ ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА МАЛОМОЩНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВК-300 ДЛЯ РАЗЛИЧНЫХ ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЙ Д.В. Коновалов, М.М. Балачков, Е.Е. Пермикина	18
ОЦЕНКА МОЩНОСТИ ДОЗЫ ПРИ РАБОТЕ С ИСТОЧНИКАМИ БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ Д.Д. Кундич, С.С. Чурсин	19
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ - ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА ИННОВАЦИОННОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ РОССИИ А.С. Курский	20
МОДЕРНИЗАЦИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО КАНАЛА ГЭК-1 РЕАКТОРА ИРТ-T ДЛЯ УВЕЛИЧЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ЗОНЕ ОБЛУЧЕНИЯ БИОЛОГИЧЕСКИХ ОБЪЕКТОВ А.С. Майстренко, А.Г. Наймушин, М.Н. Аникин	21
ОПТИМИЗАЦИЯ СОСТАВА КОМПЛЕКСА ФОРМИРОВАНИЯ НЕЙТРОННОГО ПУЧКА НА РЕАКТОРЕ ИРТ-T ДЛЯ ЦЕЛЕЙ НЕЙТРОН ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ П.А. Молодов, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин	22

ФЕНОМЕНОЛОГИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ В ПЛАЗМЕ И.Ю. Новоселов, О.В. Мударисов, И.А. Ушаков, С.В. Макаревич	22
ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ТИПА ИРТ-Т ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ В РАМКАХ ПРОБЛЕМЫ ГРАФИТОВЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала	23
ОЦЕНКА ИЗМЕНЕНИЯ СПЕКТРА ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА МАЛОМОЩНОЙ РУ ТИПА ВВЭР <u>А.А. Пермикин</u> , А.Е. Овсенев, М.М. Балачков	25
УСТОЙЧИВОСТЬ ГОТОВОГО ПРОДУКТА СВС СИСТЕМЫ ZR-AL ПРИ НАГРЕВЕ <u>Д.К. Колядко</u> , С.С. Чурсин	26
Секция 2 Международный и национальный опыт в совершенствовании культуры безопасности ядерных объектов	28
ITERATION SOLUTION METHOD EFFECTIVENESS OF CONDITIONAL CRITICAL NEUTRON-TRANSPORT TASK IN SUBCRITICAL SYSTEMS О.А. Ukrainets, S.V. Bedenko, А.І. Zor'kin	29
ОСОБЕННОСТИ НАКОПЛЕНИЯ ВОДОРОДА В ЦИРКОНИЕВОМ СПЛАВЕ Э110 ПРИ ГАЗОФАЗНОМ ГИДРИРОВАНИИ <u>М.Н. Бабихина</u> , В.Н. Кудияров, М.С. Сыртанов	30
УРОКИ РАЗОРУЖЕНИЯ ОТ СТРАН, ОТКАЗАВШИХСЯ ОТ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ А. Ю. Вдовенко, Д. Г. Демянюк	30
УПРАВЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПУЧКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ В.Р. Кочарян	31
ВОПРОС ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В РЕГИОНЕ СЕВЕРНОЙ ЕВРОПЫ <u>Д.С. Леонович</u>	31
ПРОЕКТИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ НА ЯДЕРНО-ОПАСНОМ ОБЪЕКТЕ <u>Е.Е. Пермикина</u> , Д.В. Коновалов, А.Е. Овсенёв	33
УНИФИКАЦИЯ ТЕХНИЧЕСКИХ СИСТЕМ ПУТЕМ ВНЕДРЕНИЯ КОНЦЕПЦИИ СИНЕРГИИ НА АЭС <u>П.А. Пущенко</u> , Д.А. Седнев	34
ВЛИЯНИЕ НЕПРОВАРОВ НА ПРЕДЕЛЬНЫЕ ЗНАЧЕНИЯ НАПРЯЖЕНИЙ СВАРНЫХ ШВОВ КОНТЕЙНЕРОВ С ОЯТ <u>Е.П. Седанова</u> , Я.А. Салчак	35
МЕЖКУЛЬТУРНОЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ В ОБЛАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ А.И. Татолина, Б.П. Степанов, Ю.В. Данейкин	36
ПРИМЕНЕНИЕ ВЫСОКОЧАСТОТНЫХ RFID-МЕТОК НА ПРЕДПРИЯТИЯХ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ Ю. В. Фатеева, Б.П. Степанов	36
ПРИМЕНЕНИЕ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ОЦЕНКЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ <u>А.А. Шевелева</u> , Б.П. Степанов	37

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ МЕТОДОВ И РЕЗУЛЬТАТОВ ЛОКАЛЬНОЙ ОЦЕНКИ РАДОНОВЫХ РИСКОВ В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ И ЧЕШСКОЙ РЕСПУБЛИКЕ <u>К.О. Шилова</u> , Н.К. Рыжакова, А.А. Удалов	38
Секция 3 Ядерные технологии XXI века	40
MODELING OF FLEXIBLE RESOURCE EFFICIENT SYSTEMS OF ISOTOPIC SEPARATION INCLUDING EXCHANGE AND MEMBRANE PROCESSES <u>V.S. Balashkov</u> , A. Verhun	41
PROFILING OF NUCLEAR POWER PLANTS Oddi Cristofer Addo	42
MEDICAL APPLICATIONS OF ACCELERATORS FOR RADIOLOGICAL STERILIZATION <u>L.V. Chernov</u>	42
APPLICATION OF AN ELECTRICAL DISCHARGE IN SALINE FOR REMOVAL OF BENIGN TUMORS Z.K. Serikbekova	45
NICKEL ISOTOPE SEPARATION OCCURING FILLING OF GAS CENTRIFUGE CASCADE WITH DIFFERENT STAGE NUMBER <u>A.A. Ushakov</u> , A.A. Orlov, V.P. Sovach	45
MODELING OF NONSTATIONARY PROCESSES DURING SEPARATION OF MULTICOMPONENT ISOTOPE MIXTURES <u>A.A. Ushakov</u> , A.A. Orlov, V.P. Sovach	46
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРИМЕНИМОСТИ ТВЕРДОТЕЛЬНОГО ФАНТОМА SP34 ДЛЯ ОРТОВОЛЬТНОГО РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ <u>О.В. Тхорик</u> , Е.С. Сухих	47
БЕЗВОДНЫЙ СПОСОБ ОБРАБОТКИ ТОПЛИВА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СИСТЕМЫ ОКИСЛИТЕЛЕЙ <u>П.В. Аксютин</u>	49
ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ «ФОТОН-ЗАХВАТНЫХ» ВЗАИМОДЕЙСТВИЙ В ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ А.А. Баулин, Е.С. Сухих, Л.Г. Сухих, И.Н. Шейно	50
ВЛИЯНИЕ ЖЕСТКОСТИ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ НА НАКОПЛЕНИЕ U^{233} В ВОДО-ВОДЯНОМ РЕАКТОРЕ <u>А.В. Бородач</u>	51
АТОМАТИЗАЦИЯ МЕТОДА ПРОВОЛОЧНОГО СКАНИРОВАНИЯ ПУЧКОВ ЭЛЕКТРОНОВ <u>А.А. Григорьева</u> , А.А. Красных, И.А. Милойчикова	52
СРАВНЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ И РАСЧЕТНЫХ ДАННЫХ ГЛУБИННОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ДОЗЫ РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ <u>И.Б. Данилова</u> , И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров	53
ИССЛЕДОВАНИЕ КЛИНИЧЕСКОЙ ПРИМЕНИМОСТИ ПЛОСКОПАРАЛЛЕЛЬНОЙ ИОНИЗАЦИОННОЙ КАМЕРЫ PRC40 ДЛЯ ОРТОВОЛЬТНОГО РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ <u>С.А. Кадочникова</u> , А.А. Баулин, Е.С. Сухих	55
СОВМЕСТНАЯ ПЛАЗМЕННАЯ ОБРАБОТКА ВОДНО-СОЛЕВЫХ И ОРГАНИЧЕСКИХ ОТХОДОВ ПОСЛЕ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА <u>А.А. Каренгин</u> , А.Г. Каренгин	55

НАПРЯЖЕНИЯ В МИКРОТОПЛИВЕ РЕАКТОРА В СПЕКТРЕ ЭПИТЕПЛОВЫМ НЕЙТРОНОВ С.В. Беденко, В.В. Кнышев, А.И. Зорькин	56
ВЛИЯНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ В СТАРТОВОЙ ЗАГРУЗКЕ НА ЗНАЧЕНИЕ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ БН-800 П.А. Комаров	57
ИЗМЕРЕНИЕ ГЛУБИННЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ДОЗ КЛИНИЧЕСКОГО ПУЧКА ЭЛЕКТРОНОВ В NIPS ПЛАСТИКЕ <u>А.А. Красных</u> , И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров	58
МОНИТОРИНГ ДОЗЫ ТЕРАПЕВТИЧЕСКОГО ПУЧКА ПРИ ПРОВЕДЕНИИ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ НА БАЗЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т <u>С.И. Крылов</u> , М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин	59
ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ПОВЫШЕНИЮ ВЫХОДА РЕАКЦИИ СИНТЕЗА ¹⁸F-ФДГ А.В. Кулаков, Е.Т. Чакрова	60
РАСЧЕТ ХАРАКТЕРИСТИК НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ С КЕРАМИЧЕСКИМ ЯДЕРНЫМ МАТЕРИАЛОМ <u>И.О. Луцик</u> , С.В. Беденко, О.А. Украинец	61
ВЫБОР ОПТИМАЛЬНЫХ ПАРАМЕТРОВ ПРОИЗВОДСТВА КЕРАМИЧЕСКОГО МОКС-ТОПЛИВА <u>М.С. Малышев</u> , В.А. Карелин, К.А. Кобелева	62
ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МЕТАЛЛ-ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ «W-UO₂» <u>О. Мендоса</u> , И.Ю. Новоселов, А.Г. Каренгин	63
ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТЫ КРИСТАЛЛИЗАТОРА ПРИ ИЗМЕНЕНИИ УРОВНЯ РАСТВОРА В ЗОНЕ КРИСТАЛЛИЗАЦИИ <u>И.С. Надеждин</u>	64
РАЗРАБОТКА МАКЕТА ПОРАТИВНОГО СЦИНТИЛЛЯЦИОННОГО ДЕТЕКТОРА НА ОСНОВЕ PIN-ДИОДА <u>Т. Г. Никишкин</u>	65
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИНДЕКСОВ ХАУНСФИЛДА ТЕСТОВЫХ ОБРАЗЦОВ, ИЗГОТОВЛЕННЫХ МЕТОДОМ ПОСЛОЙНОГО НАПРАВЛЕНИЯ <u>М.А. Переверзева</u> , И.А. Милойчикова, А.А. Красных	66
ВЛИЯНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ОБРАБОТКИ НА СВОЙСТВА ЭПОКСИДНЫХ КОМПОЗИТОВ, НАПОЛНЕННЫХ ПРИРОДНЫМ ЦЕОЛИТОМ <u>А.Е. Пронина</u> , Т.В. Мельникова, О.Б. Назаренко	67
ОЦЕНКА ЗНАЧЕНИЯ СРОКА СЛУЖБЫ ГРАФИТОВЫХ БЛОКОВ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО РЕАКТОРА ГТ-МГР Д.К. Пугачев, М.Г. Куликов, О.К. Костылев	67
РАДИАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В ПРОИЗВОДСТВЕ ПОЛУПРОВОДНИКОВЫХ ПРИБОРОВ А.В. Градобоев, <u>А.В. Симонова</u>	69
СРАВНЕНИЕ АЛГОРИТМОВ РАСЧЕТА ДЛЯ ТРЕХМЕРНОЙ КОНФОРМНОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ И ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ С МОДУЛЯЦИЕЙ ИНТЕНСИВНОСТИ В СИСТЕМЕ ПЛАНИРОВАНИЯ ХИО ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В КЛИНИЧЕСКОЙ ПРАКТИКЕ <u>М.А. Синягина</u> , Е.С. Сухих	70
ОСОБЕННОСТИ ПРОЦЕССА ВЫДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГИИ ВИГНЕРА В ГРАФИТЕ НАИБОЛЕЕ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ЗОН КОНСТРУКЦИЙ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала	71

МИКРОНАПРЯЖЕНИЯ В ТВЕРДЫХ ТЕЛАХ И СПОСОБЫ ИХ ОПРЕДЕЛЕНИЯ М.А. Тузовский	72
СОЗДАНИЕ МОДЕЛИ ФОТОННОГО ПУЧКА ТЕРАПЕВТИЧЕСКОГО УСКОРИТЕЛЯ ELEKTA SYNERGY В СИСТЕМЕ ПЛАНИРОВАНИЯ PLUNC И.Ж. Хасенова, Е.С. Сухих	73
АНАЛИЗ СПЕКТРА ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ WIMS-D5 А.Е. Овсенёв, А.А. Пермикин, Е.Е. Пермикина	74
ПРИМЕНЕНИЕ КОЛОДЕЗНОГО СЧЕТЧИКА НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ОБНАРУЖЕНИЯ КОЛИЧЕСТВА ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ Е.В. Артемов	75
ИССЛЕДОВАНИЕ ЭКСТРАКЦИОННО-РЕЭКСТРАКЦИОННЫХ ПРОЦЕССОВ В ДИНАМИЧЕСКОМ РЕЖИМЕ Е.П. Зеленецкая	76

Секция 1

Эксплуатация
исследовательских
ядерных установок в
мире: вызовы
современности

SURVIVAL OF THE MINOR ACTINIDES IN THE EPITHERMAL SPECTRUM OF NEUTRONS

A.A. Ivanova, S. V. Bedenko, I.O. Lutsik

National research Tomsk polytechnical university

Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050

E-mail: alyaivanova4@gmail.com

An important point in the management of spent nuclear fuel is the accumulation of the minor of the actinides, which constitute a small percentage relative to other fission products and Pu. The percentage of actinides has a high radiotoxicity.

The relevance of the developments of the minor actinides consists in necessity of development of methods of burning actinides for safe handling of the spent fuel of existing reactors and new perspective. Knowing nuclear physics and radiation parameters of the actinides can effectively choose the way which will reduce their activity. It should be guided by the rule min-max: minimum activity of the spent fuel with a maximum burn-up [1].

Approximately 4/5 of all actinides are α - about 1/5 of emitters and β -emitters. The average energy of γ - quanta mixture of actinides in 5-7 times lower than the average energy of a mixture of fission products. Many of the actinides are capable of spontaneous division. Neutrons from spontaneous fission and (α ,n)-neutrons do not make a significant contribution to the total flux of neutrons is a nuclear reactor operation, however the spent fuel of the spontaneously fissioning isotopes and strong α -emitters imposes significant restrictions on the technology of spent nuclear fuel.

The actinides are long-lived and relatively long-lived isotopes of Pu, Np, Am and Cm. The process of burning of actinides lies in the transformation of their nuclei by the fission reaction. Transmutation can be done in nuclear power reactors (thermal and fast), in research reactors, subcritical systems, as well as using the neutrons produced during the fusion of deuterium and tritium in a fusion reactor [2].

In the thermal spectrum sharing Pu^{239,241,243}, Am^{241,243}, Cm^{241,243,245}. The fission cross section of the initial (even) actinides by neutron spectrum easily-water reactor is small, so the destruction takes place after the reaction of neutron capture in the fission products.

In epithelium spectrum sharing all actinides. However, as in thermal and fast reactor irradiation are formed radiotoxicity Pu²³⁸ and Cm²⁴⁴, which are dangerous actinides.

Epithermal neutron spectrum for burning younger actinides is more preferable not only because in it I share all the actinides, but also in terms of neutron balance. For example, in works [3,4], in which the study of high-temperature gas-cooled reactor plant operating in epithermal spectrum of the neutrons, if the original download option to increase the content of even-numbered actinides (1,5–2) % this can lead to useful their use and developments of the odd fissile actinides.

The process of transmutation in a nuclear reactor results in the accumulation of Pu²³⁸ and Cm²⁴⁴, which are dangerous actinides. On the one hand, these two isotopes create a kind of storage of sources of long-lived radiotoxicity, while the self-protection of the fuel from spread, with another, the formation of these isotopes in the reactors of the IV generation requires the development of procedures and regulations for handling such fuels.

In the operations presents computational studies aimed at determining the distribution function and the spectrum of neutrons in the spent fuel of the thorium high temperature reactor plant operating in the thermal and epithermal spectrum of neutrons.

Studies performed in the work, will allow to calculate the intensity and spectrum of neutrons produced in reactions (α, n) and spontaneous fission, prepare the input file in the form convenient for simulation of radiation situation.

REFERENCE

1. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Godov A.V. Influence of the fine structure of the resonant absorption region of neutrons by the Th^{232} and U^{238} nuclei on the efficiency of the use of nuclear fuel // Proceedings of universities. Physics. - 2012 - Т. 55 - №. 11/2. - С. 367-372.
2. G.L. Xorasanov., A.I. Bloxin. Burning of minor actinides in the hard neutron spectra. – Obninsk, 2013.
3. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design [Electronic resource] / I. V. Shamanin [et al.] // Advances in Materials Science and Engineering. — 2015. — Vol. 2015. — [392721 [8 p.]. — Title screen. — Access under the contract with the organization-holder of the resource. Access mode: <http://dx.doi.org/10.1155/2015/392721>
4. Thorium-loaded low-power reactor installation operated with super-long fuel residence time / Shamanin I.V., Chertov U.B., Bedenko S.V // Proceedings of universities. Nuclear energy. — 2016. — № 2. — [С. 121-132].

OPTIMIZED FILTERED BACKPROJECTION TOMOGRAPHIC RECONSTRUCTION ALGORITHM FOR STEP-SHIFT SCANNING OF THE SAMPLE

A.H. Ozdiev

National research Tomsk polytechnical university

Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050

e-mail: ozdiev@tpu.ru

Currently tomographic analysis is one of the most widespread methods of industrial noninvasive examination. Modern X-Ray inspection systems can accurately detect defects in manufactured details or mechanisms of small and medium size. Complex X-Ray analysis of a large size samples, aimed on identifying of defects, as well as their classification and visualization, facing a number of challenges. One of these problems are the difficulties to use the standard geometry of tomography experiment, due to the physical size of the tomographic installation and test sample - namely, a significant excess of the size of the sample in compare with installation dimensions. In this work we propose to solve this problem by application of step-shift scanning of such samples and further reconstruction by optimized filtered backprojection algorithm.

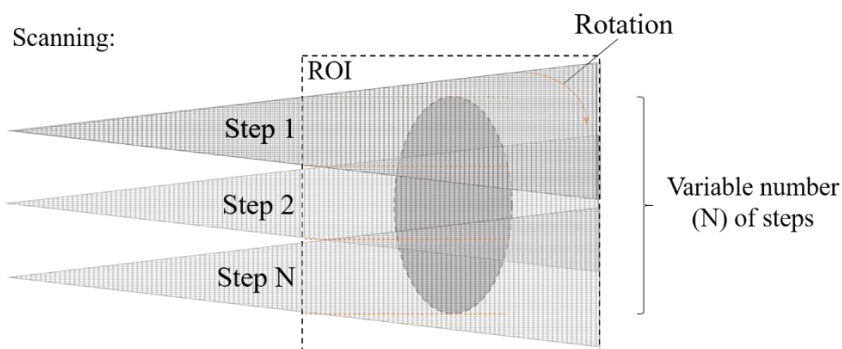


Figure 1 – Step-shift scanning geometry scheme

The algorithm provides opportunity to conduct non-destructive control of certain areas or parts of the sample by analysis of the data from the single scanning step or reconstruct entire volume of the examined object from all the scanning steps.

The reported study was partially supported by the Governmental program "Science", research project No. 11.6342.2017/BC

THE STATE OF NUCLEAR AND RADIATION SAFETY OF THE RESEARCH NUCLEAR REACTOR IRT-T

A. Yanichev, A. Naimushin, O. Khudoleeva, P. Khudoleev

National research Tomsk polytechnical university

Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050

Research nuclear reactor IRT-T began operating after reconstruction in 1984. Research nuclear reactor IRT-T is operated by weekly cycles at the power of 6 MW.

Management and protection system based on the security module "Mirage – MB" and control of technological parameters has worked for over ten years. During this period of time a solid operational experience was gained. Gamma radiation and gas radiation monitoring system has begun operating on the premises of research nuclear reactor IRT-T.

After the first year of operation of this system a lot of weak points have been identified, both in hardware and in the whole system installation. Following the extension of the operational lifetime of the reactor operating organization started to implement the resource management program and systems which are important for safe operation of the reactor IRT-T.

РЕКОНСТРУКЦИЯ ДЕФЕКТНОГО СВАРНОГО СОЕДИНЕНИЯ НА ОСНОВЕ ДАННЫХ УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ТОМОГРАФИИ

В.В. Абрамец, Д.О. Долматов, Я.А. Салчак

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vvabramets@yandex.ru

В РФ объектам атомной энергетики предъявляются высокие требования безопасности. Необходимым требованием для обеспечения технической безопасности согласно ПНАЭ Г-7-010-89 [1] является своевременный эффективный контроль качества сваренных металлических конструкций. На сегодняшний день активно развиваются и внедряются методы неразрушающего производственного и эксплуатационного контроля. Привлекательным для предприятий ядерно-топливного цикла представляется ультразвуковой (УЗ) контроль, который в сравнении с рентгеновским контролем характеризуется высокой производительностью. УЗ томография внедряется в производственные процессы на Горно-химическом комбинате (г.Железногорск) при изготовлении герметичных пеналов для сухого хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) [2].

В рамках работы рассмотрен метод УЗ томографии, позволяющий создавать 3D-реконструкцию объекта с его внутренней геометрией и дефектами. В пакете MATLAB разработана математическая модель реконструкции акустических данных на основе применения технологии фокусируемой синтезированной апертуры (SAFT). Данная технология позволяет фокусироваться в каждой точке контролируемого объекта при использовании фазированных решеток. Необходимо установить время пути в зависимости от номеров излучателя, приемника и соответствующего отсчета измерения. Таким образом, для каждого сочетания

излучатель-элемент объема рассчитывается номер отсчета приемника, по которому можно найти амплитуду. Конечным результатом разработанного алгоритма является получение значения амплитуды сигнала в каждой точке области контроля.

Зная детальное распределение значений амплитуды в каждой точке контролируемого объекта, возможно провести точную реконструкцию, учитывающую все особенности внутренней структуры. Это позволит наиболее эффективно производить контроль качества пеналов ОЯТ не только во время изготовления, но и при их эксплуатации. К примеру, мониторинг целостности пеналов с помощью течеискателей позволяет зафиксировать только факт разгерметизации, а УЗ томография с построением 3D-реконструкции позволяет обнаружить дефект.

Выполнено при финансовой поддержке проекта №11.3683.2017/ПЧ

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ПНАЭ Г-7-010-89. Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварные соединения и наплавки. Правила контроля. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.fpribor.ru/uploadedFiles/files/Instructions/PNAE_G_7_010_89.pdf. -13.04.17.
2. D.Sednev, O.Kataeva, V.Abramets, P.Pushenko, T.Tverdokhlebova. Ultrasonic fingerprinting by phased array transducer // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – 2016 – Vol. 135, Article number 012039. – p. 1-6.

АНАЛИЗ ИЗМЕНЕНИЯ СПЕКТРА ПОТОКА НЕЙТРОНОВ НА НАЧАЛО И КОНЕЦ КАМПАНИИ ТОПЛИВА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВК-300

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

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: mmb2@tpu.ru

Россия является большой страной с неравномерным распределением населения по её территории. Передача электроэнергии на дальние расстояния является экономически неэффективно и приводит к её удорожанию. Разработка проектов реакторов малой мощности может помочь решить эту проблему и обеспечить электроэнергией и теплом удалённые населённые пункты. Одним из таких проектов является реакторная установка малой мощности ВК-300 с тепловой и электрической мощностями 750 МВт и 250 МВт соответственно.

Анализ проводился на основе нейтронно-физического расчёта с использованием данных содержащихся в работе [1]. Результаты расчёта представлены на рисунке 1. Кампания топлива после производства оптимизации элементарной ячейки составила 1200 эффективных суток.

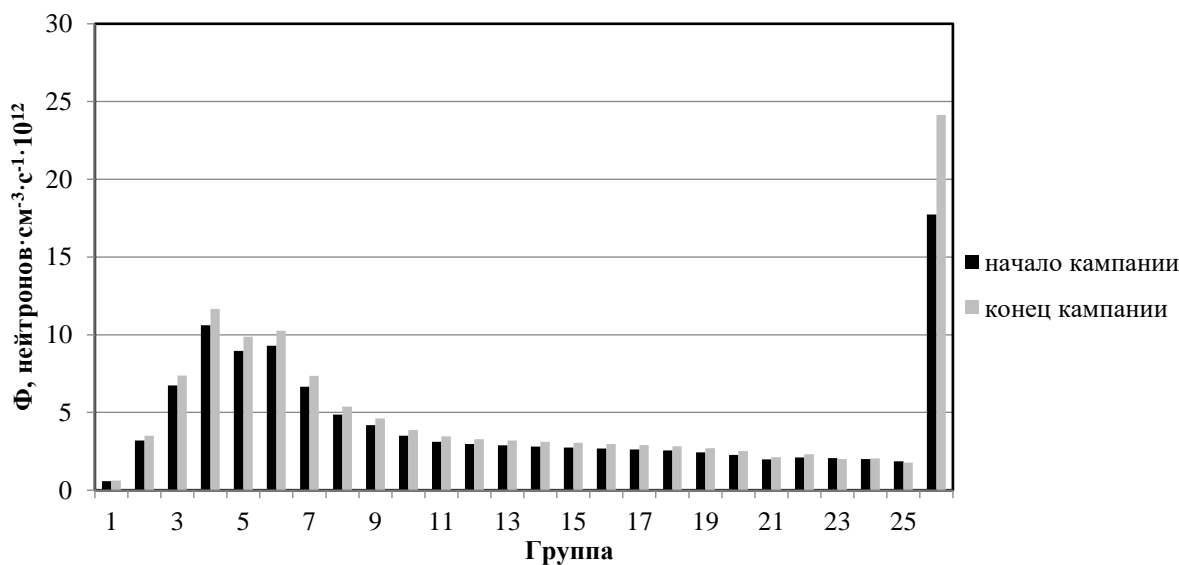


Рисунок. 1. Распределение потока нейтронов:

Как можно видеть из рисунка 1, поток нейтронов возрос во всех группах, кроме 23 и 25. Увеличение потока объясняется уменьшением концентрации U^{235} , приводящее к уменьшению макроскопического сечения деления, и необходимостью поддерживать постоянное значение мощности реактора. Уменьшение же потока в 2-ух группах происходит из-за накопления изотопов Pu, имеющих в этих группах большие резонансы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кузнецов Ю.Н. Реакторная установка ВК-300 для региональной когенерационной энергетики / Ю.Н. Кузнецов, К.Э. Колесников // Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики. / под ред. акад. РАН А.А. Саркисова. – М.: Академ-Принт, 2015. Т. 2. С. 232–239.

О ВОЗМОЖНОСТИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

О.В. Мударисов¹, И.Ю. Новоселов², Е.В. Беспала³, С.В. Макаревич²

¹ООО «Ап Кварк»,

Россия, г. Томск, ул. Елизаровых, 40, 634012

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

³АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов», Россия, г. Северск, ул. Автодорога 13, 179а, 636000

Начиная с 70-х годов прошлого века, во всем мире широко использовались исследовательские реакторы (ИР), служащие источником нейтронов для практических и научных целей. На сегодняшний день только в России действует более 20 исследовательских реакторов. Однако большая часть зарубежных реакторов такого типа остановлена и находится в процессе подготовки к выводу из эксплуатации или в процессе вывода из эксплуатации.

К конструкционным элементам большинства исследовательских реакторов и реакторов нулевой мощности относятся тепловые колонны, состоящие из особо чистого графита и предназначенные для

получения потока тепловых нейтронов со стандартным спектром, описываемым распределением Максвелла. После остановки таких реакторов возникает проблема переработки облученного ядерного графита тепловых колонн с целью снижения удельной активности, входящих в его состав, радионуклидов. Общая масса тепловых колонн российских ИР составляет ≈ 300 т, во всем мире – около 1500 т. В связи с этим проблема обращения с облученным графитом является весьма актуальной.

Ранее были предложены и теоретически обоснованы способы высокотемпературной дезактивации облученного графита в низкотемпературной плазме [1,2]. Было показано, что в плазме достигаются температуры, при которых возможна очистка облученного графита от актиноидов, продуктов деления и активации за счет различия их физико-химических и термодинамических свойств. При этом целесообразно использовать в качестве теплоносителя инертные плазмообразующие газы, например, аргон или гелий. За счет воздействия высокотемпературного потока на поверхность графита происходит его испарение вместе с входящими в его состав радионуклидами. Дальнейшее селективное осаждение аргон-графитового плазменного потока в различных температурных зонах плазменного реактора приводит к пространственному разделению компонент.

В данной работе представлены результаты разработки экспериментального стенда для очистки облученного графита исследовательских реакторов в низкотемпературной неравновесной плазме на базе ВЧФР плазматрона. Проведены исследования на имитационных смесях стабильных изотопов. Показана возможность извлечения кобальта, цезия, стронция, европия и хлора из объема ядерного графита.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-38-00382 мол_а.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Зубарев В.Н. и др. Возможность утилизации отработавших графитовых втулок реакторов СХК путем сжигания // Атомная энергия. Февраль 2003. Т.94 Вып. 2. С. 130–137.
2. Vespala E., Novoselov I., Ushakov I. Heat transfer during evaporation of cesium from graphite surface in an argon environment // MATEC Web of Conferences. 2016. Vol. 72. P.1–5.

ПРИМЕНЕНИЕ КАРБИДА БОРА В КАЧЕСТВЕ ПОГЛОТИТЕЛЯ ДЛЯ СТЕРЖНЕЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА БН-800 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

И.С. Бибик, А.И. Вальцева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: ira.bibik.95@mail.ru

В настоящее время мировое сообщество реализует проект замыкания ядерного топливного цикла, и освоения критических и сверхкритических параметров в атомной энергетике, которые позволят разрешить проблему топливного голода, за счет переработки отработавшего ядерного топлива АЭС и использовать в дальнейшем нарабатанный в реакторах плутоний в качестве топлива.

Согласно энергетической стратегии РФ на период до 2020 года развитие атомной энергетики предусматривает введение в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах БН-800 и БН-1200. С пуском реакторов такого типа связаны надежды на замыкание ядерного топливного цикла на основе сжигания оружейного плутония смешанным с ураном МОХ-топливом [1, с. 14].

Реактор БН-800 представляет собой двухцелевой реактор интегральной компоновки на быстрых нейтронах с жидкотеплоносительным теплоносителем, который предназначен для выработки тепловой энергии, с целью последующего ее преобразования в электрическую энергию в составе энергоблока, и наработки вторичного ядерного топлива [2, с. 3].

Исполнительные механизмы (ИМ) предназначены для работы в системе управления и защиты реактора совместно с рабочими органами управления реактивностью. Данные механизмы обеспечивают не только пуск реактора, но и автоматическое регулирование мощности, и перевод ее с одного уровня на другой, компенсацию выгорания топлива в активной зоне, а также плановую или аварийную остановку реактора.

Применение карбида бора в качестве поглотителя для стержней СУЗ реактора БН 800 обусловлено его высокими нейтронно-физическими и технологическими свойствами, удовлетворительной радиационной стойкостью, технической доступностью, хорошей изученностью его свойств и широкой применяемостью в реакторах на быстрых нейтронах.

К недостаткам карбида бора, которые могут влиять на ресурс, можно отнести его склонность к радиационному набуханию, растрескиванию, газовыделению и взаимодействию с оболочкой.

Проблема газовыделения из карбида бора гелия в результате (n, α) реакции решена в стержнях СУЗ реакторов БН-600 и БН-800 путем применения негерметичных поглощающих элементов (ПЭЛ) с реакторным заполнением натрием внутренней полости ПЭЛ.

Результаты послереакторных исследований экспериментальных, опытных и штатных ПЭЛ данного типа показали, что растрескивание вкладышей карбида бора в процессе облучения не приводит к их фрагментации. В результате растрескивания происходит разгрузка вкладышей от возникающих напряжений. Извлеченные вкладыши, покрытые трещинами, остаются целыми. Осыпания карбида бора в зазор между вкладышем и оболочкой не отмечено. Несмотря на растрескивание, большинство вкладышей карбида бора при наличии натриевого подслоя сохраняют геометрию. Разрушение их по фрагментам происходит при вскрытии оболочек и при отмывке стержней от натрия и их длительном хранении в воде бассейна выдержки.

Распухание карбида бора под облучением в основном связано с накоплением в нем гелия и составляет: 0,5 % на 1 % выгорания бора для карбида бора с 80 % атомной долей изотопа ^{10}B и 0,7 % на 1 % выгорания бора для карбида бора с естественным содержанием изотопа ^{10}B .

Для исключения взаимодействия набухающего карбида бора с оболочкой и верхней и нижней заглушками ПЭЛ стержней СУЗ, ПАЗ выполнены с достаточными осевым (45 мм) и диаметральной (2 мм) зазорами [3].

Результаты послереакторных исследований, отработавших ПЭЛ показывают, что в негерметичных ПЭЛ с натриевым подслоем все же наблюдается взаимодействие карбида бора с оболочкой в виде борирования и науглероживания ее внутренней поверхности, но взаимодействие карбида бора с оболочкой не может заметным образом повлиять на работоспособность ПЭЛ и ограничивать ресурс стержней СУЗ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Полтараков Г. И., Водянкин Р. Е., Кузьмин А. В. Замыкание ядерного топливного цикла в преодолении мирового дефицита энергоресурсов. Ч. 1. Современные оценки энергопотребления и энергоресурсов // Известия Томского политехнического университета. 2011. Т. 319. № 4. С. 13–16.
2. Асмолов В. Г. Российская ядерная энергетика сегодня и завтра // Теплоэнергетика. 2007. № 5. С. 2–6.
3. Публичные отчеты Госкорпорации «Росатом» за 2009-2012 гг. <http://www.rosatom.ru/investor/presentations/>.

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ КАНАЛА ГЭК-1 РЕАКТОРА ИРТ-Т В ТКАНЕЭКВИВАЛЕНТНЫХ ФАНТОМАХ

А.С. Бусыгин, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: asbu26@gmail.com

По данным «Медицинского радиологического научного центра» (г. Обнинск) в России от рака мозга ежегодно погибает до 30 тысяч человек [1]. Нейтрон-захватная терапия (НЗТ) является одним из перспективных направлений лечения внутричерепных и иных опухолей. На базе исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т разрабатывается экспериментальная установка НЗТ онкологических заболеваний.

ИРТ-Т – реактор бассейнового типа с водой в качестве теплоносителя, замедлителя, торцевого отражателя и верхней биологической защиты. Конструкция реактора имеет 10 горизонтальных экспериментальных каналов (8 каналов диаметром 100 мм и 2 канала диаметром 150 мм) [2].

В программном комплексе MCU-PTR, работа которого основана на методе Монте-Карло, на существующей модели реактора ИРТ-Т разработана расчетная модель фантома головы для исследования распределения потока нейтронов по глубине тканеэквивалентных материалов [3]. Для регистрации распределения нейтронного потока по глубине тканеэквивалентного материала фантом был разделён на зоны шириной 0,5 см. Использовались три различных материальных состава фантома [4].

В расчетах были получены распределения потока нейтронов в тканеэквивалентных материалах для следующих энергетических групп нейтронов: 0–0,5 эВ – тепловые, 0,5 эВ – 10 кэВ – эпитепловые, выше 10 кэВ – быстрые. Также была рассчитана модель фантома с головной опухолью на разных глубинах с введением в опухоль борсодержащего препарата. Исследовано влияние опухоли на распределение потока нейтронов, а также проведен анализ накопления поглощенной дозы как в опухоли, так и в здоровых тканях.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Цыб А.Ф. и др. Нейтроны в лечении злокачественных новообразований: Научный метод. Пособие. Обнинск: БИСТ, 2003. 112 с.
2. Варлачев В.А., Глухов Г.Г., Скуридин В.С. и др. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т. Томский политехнический университет, 2011.
3. Alexeev N. I., et al. MCU-PTR Code for Precision Calculation of Pool and Tank Types Research Reactors /Atomic Energy. – Т. 109. – С. 123-129.
4. Бусыгин А.С., И.И., Аникин М.Н., Наймушин А.Г., Взаимодействие коллимированного нейтронного пучка с различными фантомами головного мозга // Сборник научных трудов XIV Международной конференции студентов и молодых учёных. Томский политехнический университет. – Томск.: Изд-во ТПУ, 2017.

ФОРМИРОВАНИЕ НЕЙТРОННОГО ПУЧКА ДЛЯ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т

Е.А. Загуменный, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: Zeilt@mail.ru

Случаев смертельных исходов от раковых заболеваний становится с каждым годом всё больше, и это не смотря на все достижения традиционной медицины. Новым альтернативным способом лечения рака может

стать нейтрон-захватная терапия (НЗТ). Это методика избирательного воздействия излучения на опухоль. Наиболее перспективным применением являются тепловые нейтроны с энергией 0,5 эВ – 10 кэВ [1].

Достаточную для терапии плотность потока нейтронов можно получить на ускорителях и на исследовательских реакторах. Последние привлекательны тем, что благодаря правильному выбору канала и оптимальной фильтрующей установке, можно добиться очень высокой доли тепловых нейтронов в общем спектре нейтронов.

Подбору материалов, необходимых для создания потока нейтронов на реакторе ИРТ-Т с требуемыми для НЗТ характеристиками посвящена настоящая работа.

ИРТ-Т – ядерный реактор Физико-технического института Томского политехнического университета, является водо-водяным аппаратом бассейнового типа мощностью 6 МВт, имеет 10 горизонтальных экспериментальных каналов: восемь радиальных диаметром 100 мм, два касательных канала (ГЭК-1 и ГЭК-4) диаметром 150 мм [2].

При выполнении настоящей исследовательской работы на примере существующих установок для НЗТ и более чем полувековому опыту научного сообщества были определены и исследованы основные материалы, необходимые для формирования спектра нейтронов с необходимыми характеристиками.

Для общей фильтрации нейтронов оптимальными являются алюминий и его соединения, металлокерамика и т.д. Для устранения нежелательного гамма-излучения используют чаще всего свинец, а для тепловых нейтронов – кадмий и бор [3,4].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. – М.: Атомиздат, 1985. – 278 с.
2. Кураченко Ю.А., Моисеенко Д.Н. МАРС и TAPIRO: реакторы малой мощности для нейтронно-захватной терапии / Ю.А. Кураченко, Д.Н. Моисеенко // Известия вузов: ядерная энергетика. – 2010. – № 1. – С. 153-163.
3. Кураченко Ю.А. Реакторные пучки для лучевой терапии: Автореф. дис. д-ра физ.-мат. наук: – Обнинск, 2008. – 37 с.

РАСЧЕТ ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА МАЛОМОЩНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВК-300 ДЛЯ РАЗЛИЧНЫХ ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЙ

Д.В. Коновалов, М.М. Балачков, Е.Е. Пермикина

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: dvk33@tpu.ru

На сегодняшний день, весьма актуальным является разработка проектов реакторов малой мощности, для обеспечения энергией и теплом удалённых населённых пунктов. Также существует проблема в ограниченности запасов урана, одним из перспективных направлений является использование торий-уранового топливного цикла.

Нейтронно-физический расчёт осуществлялся для ядерного реактора ВК-300 мощностью 750 МВт, в работе проводилась оценка изменения длительности кампании и спектра нейтронов для двух топливных композиций: $(\text{Th}+\text{U}^{235})\text{O}_2$ и $(\text{Th}+\text{U}^{233})\text{O}_2$. Изменение спектра нейтронов представлено на рисунке 1.

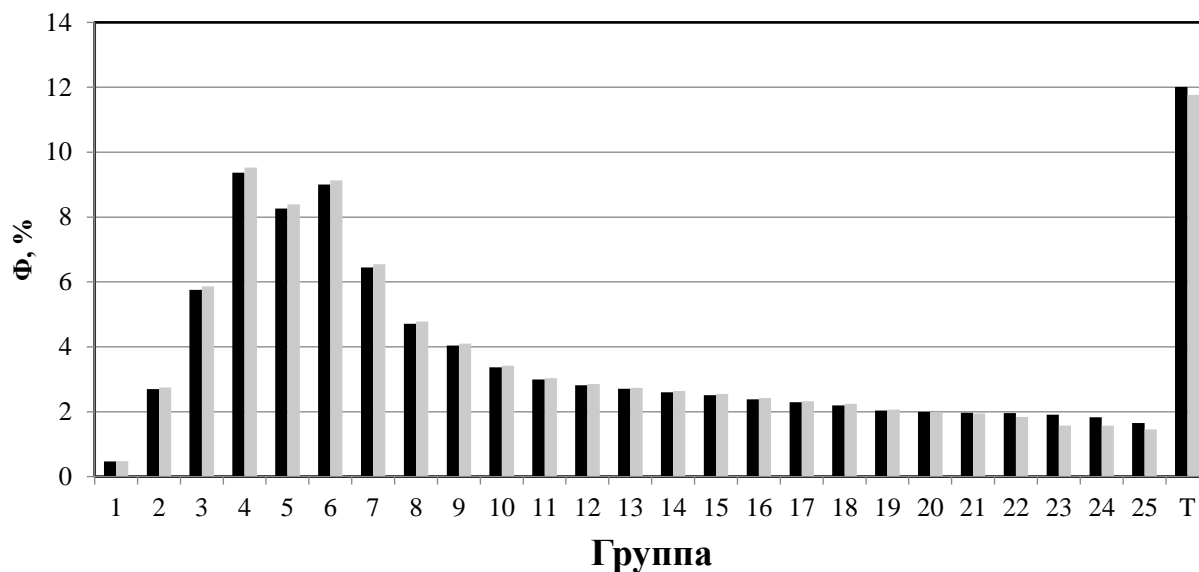


Рисунок. 1. Спектр Φ на начало кампании топлива:

■ – U^{235} ; ■ – U^{233}

Как видно из графика, при переходе от стандартной композиции $(Th+U^{235})O_2$ к $(Th+U^{233})O_2$ спектр нейтронов практически не изменяется, однако продолжительность топливной кампании увеличилась с 1150 до 1700 эффективных суток. Увеличение длительности кампании топлива объясняется большей эффективностью деления U^{233} по отношению к U^{235} .

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абагян Л.П. Групповые константы для расчёта ядерных реакторов / Л.П. Абагян, Н.О. Базазянц, И.И. Бондаренко, М.Н. Николаев. – М.: Атомиздат, 1964. – 137 с.
2. Реакторные установки атомных станций малой мощности / А.Н. Ачкасов, Е.В. Гольцов, Г.И. Гречко, Ю.Н. Кузнецов // Атомная энергия, – М.: Некоммерческая орг. «Ред. журн. “Атомная энергия”» 2012. Т. 113, вып. 1. С. 43–48.

ОЦЕНКА МОЩНОСТИ ДОЗЫ ПРИ РАБОТЕ С ИСТОЧНИКАМИ БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ

Д.Д. Кундич, С.С.Чурсин

Национальный исследовательский томский политехнический университет

Россия, г. Томск, ул Ленина, 30, 634034

E-mail: Kundich1@rambler.ru

Источниками нейтронного излучения обычно являются ядерные материалы и изотопы. Поэтому методы детектирования нейтронов активно применяются для их анализа. Существует большое разнообразие детектирующих систем и методик, позволяющих измерять не только количество ядерного материала в целом, но и количество отдельных изотопов.

Для регистрации быстрых нейтронов с энергиями в диапазоне от сотен кэВ до нескольких десятков МэВ используется обычно явление упругого рассеяния нейтронов на ядрах.[1]

В данной работе был использован Am^{241} -Li источник нейтронов. Были измерены мощности доз на разном расстоянии от Am^{241} -Li источника. Воспользовавшись принципом нормирования, были установлены

пределы мощности доз для сотрудников при работе с данным источником. Получили, что на 10 см от генератора быстрых нейтронов, мощность дозы составила 0,22 мкЗв/ч. Но на рабочем месте может быть получена максимальная мощность эффективной дозы гамма – излучения в размере 2,5 мкЗв/ч. Значит, находиться продолжительное время рядом с источником не рекомендуется.

Источники Am-Li менее компактны, требуют вольфрамовой защиты от интенсивного гамма-излучения, но из-за своего низкоэнергетического нейтронного спектра находят широкое применение в качестве контрольных источников случайных нейтронов, а также используются в системе учета и контроля ядерных материалов. [2]

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений //М – Энергоавтомиздат, 1986г – 50с
2. Использование активного нейтронного счетчика совпадений в задачах разработки полупроводниковых детекторов нейтронного потока – 2008 [Электронный ресурс]: Электрон. версия печ. публ. – Режим доступа: https://vk.com/doc146532202_444741281?hash=cc650daaf5b20e3700&dl=4c33252389f4e727f6 свободный. – Загл. с тит. экрана (дата обращения: 22.04.2017).

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ - ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА ИННОВАЦИОННОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ РОССИИ

А.С. Курский

НИЦ «Курчатовский институт»,

Россия, Москва, пл. Курчатова, 1, 123182

Россия обладает самой большой ядерной экспериментальной базой в мире: 55 действующих исследовательских ядерных установок (исследовательские реакторы, критические и подкритические стенды).

НИЦ «Курчатовский институт» обладает уникальной экспериментальной базой для проведения научных работ в широком спектре исследований. На 4 промышленных площадках в Москве, Ленинградской и Московской областях в различной стадии эксплуатируются 10 исследовательских ядерных реакторов, 14 ядерных критических стендов для изучения нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов, комплексы горячих камер, установки для изучения прохождения гамма-квантов в экспериментальных образцах и устройствах, две установки токамак исследования проблем термоядерного источника нейтронов, ускорительные установки заряженных частиц, единственный в стране источник синхротронного излучения, теплогидравлический стенд мощностью до 12 МВт(э), радиохимические комплексы, другое экспериментальное оборудование.

Исследовательский реактор ИР-8 был и в настоящее время продолжает являться локомотивом экспериментальной базы «Курчатовского института». Гармоничное сочетание экспериментальных горизонтальных и вертикальных каналов разной нейтронной активности позволяет одновременно изучать структуру вещества и проводить прикладные исследования по топливу и конструкционным материалам для атомной отрасли. Действующее и сооружаемое в настоящее время оборудование для изучения материалов холодными нейтронами на ИР-8 обеспечат в НИЦ «Курчатовский институт» непрерывность данного вида работ до ввода в эксплуатацию источника холодных нейтронов на реакторе ПИК.

МОДЕРНИЗАЦИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО КАНАЛА ГЭК-1 РЕАКТОРА ИРТ-Т ДЛЯ УВЕЛИЧЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ЗОНЕ ОБЛУЧЕНИЯ БИОЛОГИЧЕСКИХ ОБЪЕКТОВ

А.С. Майстренко, А.Г. Наймушин, М.Н. Аникин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: alexandrmaistrenko@mail.ru

Нейтрон-захватная терапия – один из наиболее перспективных методов лечения злокачественных опухолей. Работа по развитию НЗТ ведется более чем в 40 странах мира, и Россия не является исключением. На данный момент на реакторе ИРТ-Т реконструируется канал ГЭК-1 для последующего применения в нейтрон-захватной терапии. Однако, текущая плотность потока тепловых и эпитепловых нейтронов не удовлетворяет требованиям, но с помощью модернизации можно добиться необходимых значений.

В данной работе изучалось влияние материалов и их расположения на плотность потока тепловых и эпитепловых нейтронов в зоне облучения канала ГЭК-1. Для расчета потока нейтронов в программе MCU-PTR была создана модель реактора с детальной проработкой канала ГЭК-1. Для изменения потока нейтронов в канал помещались блоки отражателей из различных материалов. Целью данного исследования было определение оптимальных размеров и положения вставок следующих материалов: Be, C, D₂O, Al, Si, В¹¹, Pb, Al₂O₃, AlF₃ и Bi. По полученным результатам были выбраны 3 материала – В¹¹, Pb и Al. Для В¹¹ наибольшая плотность потока тепловых нейтронов наблюдается при вставке толщиной 20 см, находящейся на расстоянии 30 см от дна канала. В свою очередь для Pb толщина вставки составляет 30 см и расстояние от дна канала равном 20 см, а для Al толщина вставки и расстояние от дна канала равны 30 см. Для достижения наибольшей плотности потока эпитепловых нейтронов все вставки должны находится непосредственно на дне канала, но для В¹¹ толщина вставки должна быть порядка 60 см, а для Pb и Al – 50 см.

Таблица. 1 Влияние материала и геометрии вставки на плотность потока нейтронов

Материал	Тепловые нейтроны			Эпитепловые нейтроны		
	Расстояние от дна канала, см	Толщина, см	Плотность потока нейтронов, нейтрон/см ²	Расстояние от дна канала, см	Толщина, см	Плотность потока нейтронов, нейтрон/см ²
В ¹¹	30	20	3.56E+09	0	60	1.08E+09
Pb	20	30	3.08E+09	0	50	9.50E+08
Al	30	30	2.82E+09	0	50	7.90E+08
Без вставки	-	-	1.04E+09	-	-	1.14E+08

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бабичев А. П. Физические величины: справочник / А. П. Бабичев, Н. А. Бабушкина, А. М. Братковский и др.; под ред. И. С. Григорьева, Е. З. Мейлихова. – М. : Энергоатомиздат, 1991. – 1232с.
2. Alekseev N.I., Gomin E.A., MCU-PTR program for high-precision calculations of pool and tank type research reactors, Atomic En., 109/3 (2011) 149-158.
3. Design Of Neutron Beams For Boron Neutron Capture Therapy In A Fast Reactor / S. Agosteo [et al.] // Current status of neutron capture therapy.- Vienna : IAEA, 2001.

ОПТИМИЗАЦИЯ СОСТАВА КОМПЛЕКСА ФОРМИРОВАНИЯ НЕЙТРОННОГО ПУЧКА НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т ДЛЯ ЦЕЛЕЙ НЕЙТРОН ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ

П.А. Молодов, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: molodovpavel@gmail.com

Бор-нейтрон-захватная терапия (БНЗТ) – бинарная технология лучевой терапии, основанная на возможности изотопа ^{10}B поглощать тепловые нейтроны в результате реакции $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$. Продукты данной реакции быстро тормозятся и выделяют энергию 2,3 МэВ на длине ~ 10 мкм, что обеспечивает возможность селективного поражения раковых клеток [1].

В настоящее время изучается возможность применения методики БНЗТ для лечения различных злокачественных новообразований, поэтому в мире активно ведется поиск и синтез новых потенциальных боросодержащих препаратов. Проведение экспериментальных предклинических «in vitro» и «in vivo» исследований на канале ядерного реактора ИРТ-Т совместно с НИИ Онкологии и НИИ Фармакологии Томского Национального Исследовательского Медицинского Центра Российской Академии Наук позволит осуществлять проекты по разработке перспективных боросодержащих препаратов.

Для обеспечения терапевтического пучка, удовлетворяющего «in air» требованиям МАГАТЭ, необходимо проведение реконструкции горизонтального экспериментального канала ГЭК-1. Для проведения расчетно-экспериментальных исследований по выбору материального и геометрического состава комплекса формирования нейтронного пучка с помощью прецизионной программы MCU-PTR [2] разработана полномасштабная нейтронно-физическая модель активной зоны реактора ИРТ-Т. Проведены расчеты по выбору материалов и геометрических размеров вставки отражателя нейтронов, замедлителя/фильтра и коллиматора нейтронного пучка.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Hawthorne M. F., Shelly K., Wiersema R. J. (ed.). Frontiers in neutron capture therapy. – Springer, 2013.
2. Alekseev N. I. et al. MCU-PTR program for high-precision calculations of pool and tank type research reactors // Atomic energy. – 2011. – Т. 109. – №. 3. – Р. 149-156.

ФЕНОМЕНОЛОГИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ В ПЛАЗМЕ

И.Ю. Новоселов¹, О.В. Мударисов², И.А. Ушаков¹, С.В. Макаревич¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²ООО «Ап Кварк»,

Россия, г. Томск, ул. Елизаровых, 40, 634012

На сегодняшний день проблема дезактивации облученного ядерного графита тепловых колонн исследовательских реакторов стоит достаточно остро. Для ее решения целесообразно использовать высокотемпературные методы переработки, в частности плазменные, отличающиеся высокой производительностью и степенью извлечения радиоактивных микропримесей.

Облученный ядерный графит может вводиться в низкотемпературную плазму с целью его переработки различными способами: в качестве испаряемого расходуемого электрода, в виде мелкодисперсной фракции (в исходном состоянии или в смеси с другими веществами) или помещаться в различные температурные области разряда для поверхностной дезактивации. В каждом случае целесообразно использовать подходящие источники низкотемпературной плазмы в зависимости от выбора способа дезактивации (поверхностной или объемной). В данной работе для экспериментальных исследований использовались высокочастотный факельный разряд емкостного типа (ВЧФР) и дуговой разряд. Особенность факельного разряда состоит в том, что он может спонтанно возбуждаться в присутствии радиоактивных элементов с наведенной активностью [1]. Это связано с тем, что даже при больших энергиях гамма-квантов, бета-частиц и нейтронов не происходит изменения электрофизических параметров разряда. В канале дугового разряда протекает относительно большой ток (при расстоянии между электродами 1 см, ток порядка 100 А, напряжение 20 В) и создается высокая температура, ведущая к термоионизации, которая поддерживает высокую проводимость плазмы. Падение напряжения по длине дуги невелико, что дает возможность проводить процесс переконденсации облученного ядерного графита, содержащего различные радионуклиды.

Для уменьшения количества образующихся вторичных РАО при переработке облученного ядерного графита, в качестве теплоносителя выбирается инертный газ или смесь инертных газов. При этом инертный газ или их смесь выбирались с наименьшей возможной энергией ионизации.

Показано, что ВЧФР является наиболее подходящим для плазменной дезактивации, поскольку температура диффузионной оболочки по всей длине разряда достаточно неоднородна и может быть использована для извлечения различных радиоактивных загрязнителей, отличающихся температурой сублимации и десублимации. Тем не менее, возможно использовать плазму дугового разряда для проведения как объемной (в случае размещения облученного графита в качестве электродного узла плазматрона), так и поверхностной (при использовании дуговой плазменной горелки) дезактивации.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-38-00382 мол_а.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Тихомиров И.А., Власов В.А., Луценко Ю.Ю. Физика и электрофизика высокочастотного факельного разряда и плазматроны на его основе. – М.: Энергоатомиздат, 2002. – 196 с.

ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ТИПА ИРТ-Т ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ В РАМКАХ ПРОБЛЕМЫ ГРАФИТОВЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала

Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов

Россия, Томская область, г. Северск, Автодорога, 13, Строение 179А, 636000

E-mail: info@dnrc.ru

В период становления и развития атомной энергетики и промышленности на территории Российской Федерации было введено в эксплуатацию значительное количество ядерных установок с уран-графитовыми реакторами (УГР) различных типов и назначения. В настоящее время ведутся работы по выводу из эксплуатации остановленных реакторов: ПУГР, реакторов Белоярской АЭС и Обнинской АЭС. На ближайший период около

10-15 лет ресурс большинства блоков АЭС с учетом продления срока службы будет исчерпан. Применительно к выводу из эксплуатации УГР, в особенности блоков атомных станций, обращение с облученным реакторным графитом, является одной из основных задач.

Ключевой проблемой, определяющей сложность обращения с облученным графитом, является наличие в графитовых РАО долгоживущего изотопа ^{14}C ($T_{1/2}=5730$ лет), который может быть вовлечен в биологические циклы, так как углерод является одной из основных составляющих биологических цепочек. Активность ^{14}C составляет ~95% активности облученного графита и может достигать величины $\sim 10^6$ Бк/г для наиболее энергонапряженных областей графитовых кладок. В силу того, что изотопы ^{14}C и ^{12}C являются изотопами одного химического элемента, из которого состоит графит, выделение «проблемного» изотопа углерода является технически и экономически трудно реализуемой задачей, как и все процессы, связанные с разделением изотопов.

Тем не менее, существуют физико-химические основы селективного выделения существенной доли ^{14}C из облученного графита без существенной потери массы основного материала [1]. Такая возможность обусловлена одним из механизмов образования данного радионуклида в графите. Данный механизм обуславливает гетерогенное распределение в структуре графита изотопа ^{14}C , образовавшегося из продувочного азота и из части примесного азота. ^{14}C , образовавшийся по данному механизму сконцентрирован в приповерхностных слоях поверхностей графитовых деталей, внутренних поверхностей пористой структуры, поверхностей отдельных кристаллитов. Практическая реализация процесса селективного выделения ^{14}C может существенно понизить потенциальную опасность графитовых РАО за счет снижения активности графита по данному изотопу, а также за счет снижения скорости выщелачивания путем удаления ^{14}C , наиболее слабосвязанного в структуре графита.

Для оценки целесообразности практической реализации данного процесса при решении проблемы графитовых РАО, а также для оптимизации параметров предполагаемой технологии возникает задача определения доли гетерогенно распределенного ^{14}C , для которого принципиально возможна организация процесса селективного удаления. Эта доля в большей степени определяется долей ^{14}C , образовавшегося из азота, содержащегося в продувочной газовой смеси (азотной или азотно-гелиевой). Следует отметить, что при расчетных оценках вкладов различных каналов накопления ^{14}C в общее его количество существует ряд неопределенностей. Наиболее значимые неопределенности расчетных оценок возникают при оценке вклада реакции $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$.

Для решения поставленной задачи в настоящей работе авторами обоснована и предложена последовательность экспериментальных исследований с использованием исследовательского реактора типа ИРТ-Т. В основе предлагаемых исследований лежит параллельное облучение потоком тепловых нейтронов партий образцов необлученного реакторного графита, находящихся в различных газовых средах. Предложен алгоритм расчета вкладов всех каналов накопления ^{14}C по экспериментальным результатам предлагаемых исследований. Искомая доля ^{14}C , образовавшаяся из газообразного азота, будет определяться различиями динамики накопления изотопа в различных газовых средах (рис. 1).

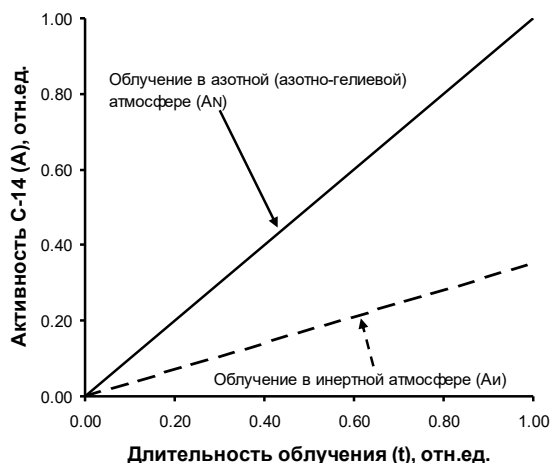


Рисунок 1. Качественная динамика накопления ^{14}C , образующегося в графитовых образцах, находящихся при облучении в инертной и азотной (азотно-гелиевой) атмосферах

Для проведения исследований с использованием исследовательского реактора типа ИРТ-Т с целью определения селективно удаляемой доли ^{14}C для всех типов графитовых РАО организаций РФ, эксплуатирующих (эксплуатировавших) УГР, авторами сформулированы рекомендации по использованию в качестве материала для исследований всех марок графита, используемых для изготовления деталей графитовых кладок отечественных УГР. При этом следует учесть, что при облучении образцов графита кладок реакторов РБМК-1000, необходимо использовать не чистый азот, а азотно-гелиевую смесь, параметры состава которой характерны для газовой атмосферы, создаваемой в объеме графитовой кладки реакторов данного типа. Проведение аналогичных исследований особенностей накопления ^{14}C в графите зарубежных реакторов также принципиально возможно с использованием предложенного алгоритма, при условии поддержания в одном из облучаемых контейнеров атмосферы углекислого газа.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. EPRI. Graphite Decommissioning Options for Graphite Treatment, Recycling, or Disposal, including a discussion of Safety-Related Issues // Technical Report 1013091. March 2006, 156 p.

ОЦЕНКА ИЗМЕНЕНИЯ СПЕКТРА ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА МАЛОМОЩНОЙ РУ ТИПА ВВЭР

А.А. Пермикин, А.Е. Овсеньев, М.М. Балачков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

Е-mail: aap71@tpu.ru

На сегодняшний день, весьма актуальным является разработка проектов маломощных реакторных установок, которые в ближайшем будущем смогут конкурировать с электростанциями, работающими на других видах топлива. В перспективе расширение географии присутствия таких установок позволит снабжать электричеством и теплом малонаселенные и изолированные регионы страны.

Расчет проводился для ядерного реактора типа ВВЭР мощностью 350 МВт. В работе осуществлялся учет влияния изменения нуклидного состава топлива на спектр нейтронов. Полученная зависимость представлена на рисунке 1.

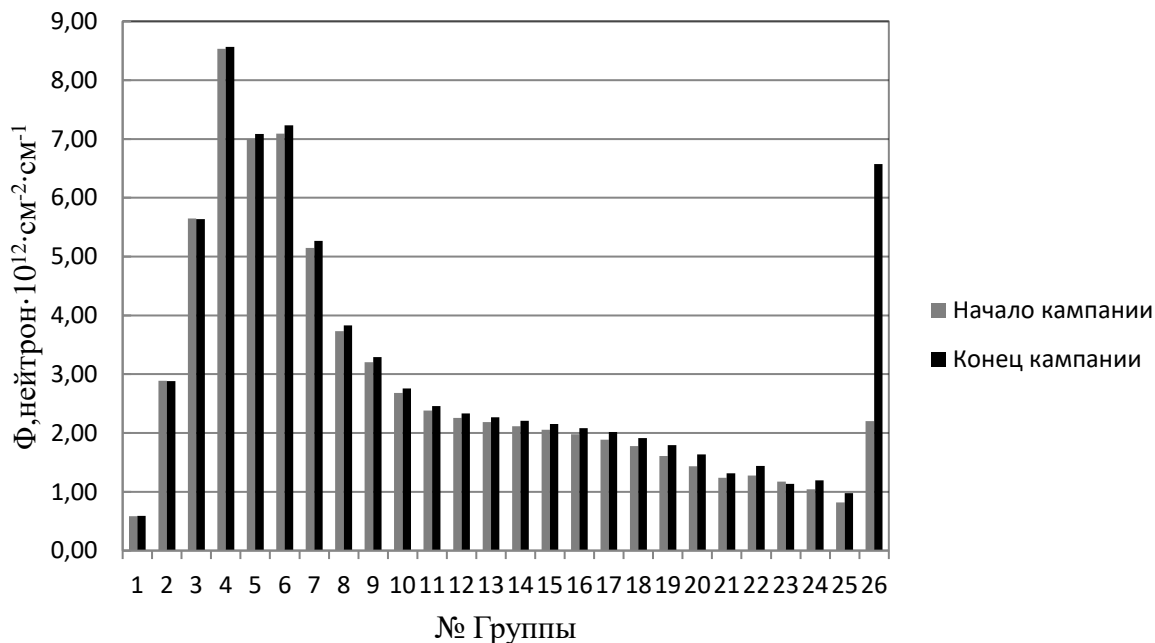


Рисунок. 1. Спектр Φ на начало и конец кампании топлива

Как видно из графика, к концу кампании происходит значительное увеличение числа нейтронов тепловой группы и небольшое в надтепловых группах. Такое поведение спектра объясняется снижением концентрации делящихся ядер на конец кампании, что приводит к уменьшению макроскопического сечения поглощения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абагян Л.П. Групповые константы для расчета ядерных реакторов и защиты: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1981.

УСТОЙЧИВОСТЬ ГОТОВОГО ПРОДУКТА СВС СИСТЕМЫ ZR-AL ПРИ НАГРЕВЕ

Д.К. Колядко, С.С. Чурсин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: dkk5@tpu.ru

Современная ядерная энергетика нуждается в разработке новых функциональных материалов, способных продолжительное время работать в жестких условиях эксплуатации, не изменяя при этом свои физико-химические свойства. Сложность эксплуатации связана с тем, что происходит облучение материалов большими потоками ионизирующего излучения при высоких температурах и давлениях.

Одной из перспективных технологий для получения функциональных материалов является самораспространяющийся высокотемпературный синтез, который обладает рядом преимуществ, таких как:

простота технологии, чистота конечного продукта. Так же данная технология позволяет получать интерметаллидные соединения с различными функциональными свойствами [1-3].

Интерметаллидные соединения получили широкое распространение в технике благодаря сочетанию в себе уникальных свойств, присущих каждому из металлов в отдельности.

В данной работе была рассмотрена Zr-Al, которая ранее была подвергнута самораспространяющемуся высокотемпературному синтезу. Во время прохождения синтеза цирконий и алюминий вступают в сильную экзотермическую реакцию горения. В результате синтеза возможно образование следующих интерметаллидных соединений: $ZrAl_3$, $ZrAl_2$, $ZrAl$, Zr_5Al_3 . Так как материалы в процессе эксплуатации подвергаются воздействию высоких температур, было проведено исследование фазовых превращений во времени готового продукта СВС при нагреве до 2000 °С. Нагрев производился вольфрамовой пластиной, рентгенофазовый анализ проводился на аппарате Shimadzu XRD 7000 [4].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Самойлов А.Г. Дисперсионные твэлы. В 2 т., Т. 2., М.: Энергоиздат, 1982 – 256 с.
2. Мержанов А.Г. Твердопламенное горение. Черноголовка: ИСМАН, 2000 – 224 с.
3. Итин В.И., Найбороденко Ю.С. Высокотемпературный синтез интерметаллических соединений. Томск: ТГУ. 1989 – 214 с.
4. Райлли Д., Энслин Н., Смит Х., Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: Пер. с англ. – М.: ЗАО «Издательство Бином», 2000. – 720 с.

Секция 2

Международный и
национальный опыт в
совершенствовании
культуры безопасности
ядерных объектов

INTERATION SOLUTION METHOD EFFECTIVENESS OF CONDITIONAL CRITICAL NEUTRON-TRANSPORT TASK IN SUBCRITICAL SYSTEMS

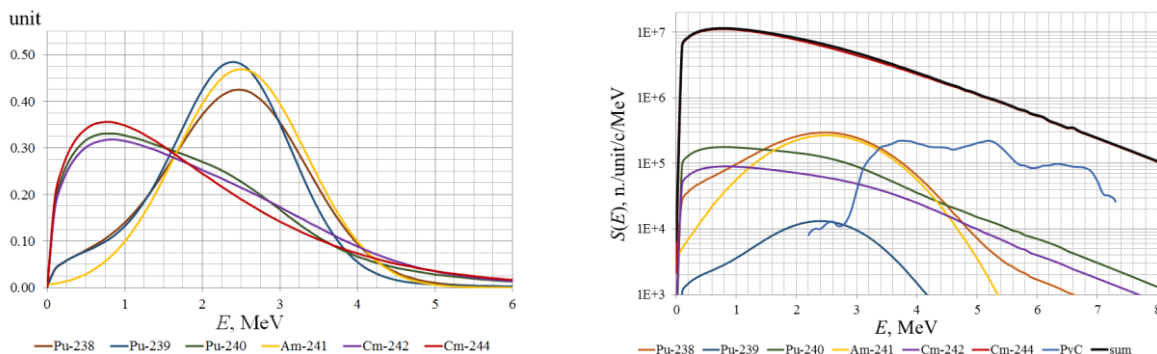
O.A. Ukrainets, S.V. Bedenko, A.I. Zor'kin

National research Tomsk polytechnic university,

Russia, Tomsk, Lenin av., 30, 634050

E-mail: lesyaukrainets@gmail.com

The study of the fuel block radiation and neutron-physical characteristics of the reactor unit of the 4th generation was undertaken [1]. Fuel and radiation sources nuclide composition was calculated using the verified calculation code of MCU5 program. The neutron yield formed in (α, n) reactions and at spontaneous fission was estimated. Spectral and standard neutron distribution was obtained using approximation of a wide list of calculation and experimental data. The distribution functions were arranged in a group and uninterrupted form and used for solving the conditional critical task of the neutron-transport in the 28 group approximation (see Fig.1). The result of the transport equation solution was spectral and integral neutron-physical characteristics of the fuel block.



Standard neutron distribution: (α, n)+sf

Spectral neutron distribution: (α, n)+sf

Figure 1. Spectral and standard neutron distribution

MCU program and multigroup approach sharing made it possible to decrease the principle simulation stage connected with the transport equation solution considerably and to increase the solution accuracy. The study was carried out for the purpose of developing procedures and regulations of irradiated fuel handling in a nuclear fuel cycle of the new generation.

Spectral and integral neutron-physical characteristics of the system were obtained and the resulting calculation data was verified. The applied approach is considered economical from the point of view of computational cost (as the value of neutron flux density fractions agree at the 3rd iteration) and expenditures connected with nuclear data bank storage. This approach can be used in tasks of nuclear and radiation safety.

It will allow researching constructional elements radiochemical and corrosion resistance of the package for nuclear materials transporting.

REFERENCE

1. I. Shamanin, S. Bedenko, Y. Chertkov, I. Gubaydulin, Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design, Advances in Materials Science and Engineering, vol. 2015, Article ID 392721, 8 pages, doi:10.1155/2015/392721.

ОСОБЕННОСТИ НАКОПЛЕНИЯ ВОДОРОДА В ЦИРКОНИЕВОМ СПЛАВЕ Э110 ПРИ ГАЗОФАЗНОМ ГИДРИРОВАНИИ

М.Н. Бабихина, В.Н. Кудияров, М.С. Сыртанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: m.babihina@mail.ru

Цирконий и сплавы на его основе нашли широкое применение в различных отраслях промышленности, например, эксплуатация в атомной промышленности [1], так как обладают высокой коррозионной стойкостью. Проникновение и накопление водорода в изделия из циркония приводят к изменению их физико-химических и эксплуатационных свойств и ведут к замедленному разрушению из-за водородного охрупчивания [2]. Форма и интенсивность таких изменений зависят от того, в каком состоянии находится водород в материале. Водород в цирконии может находиться в форме гидридов или в растворенном состоянии [3].

Для определения состояния и количества накопленного водорода в металлах применяется термодесорбционная спектроскопия (ТДС), при которой осуществляется непрерывное измерение потока десорбированного водорода в процессе нагрева с заданной скоростью. При исследовании накопления водорода методом ТДС в циркониевых сплавах важно учитывать влияние фазовых переходов в системе цирконий-водород на термостимулированную десорбцию водорода, так как такие переходы влияют на форму спектров ТДС [4]. В данной работе проведено исследование особенностей накопления водорода в циркониевом сплаве при газофазном гидрировании.

Диссоциация гидридов, сформированных при насыщении из газовой среды при термическом воздействии, происходит в диапазоне температур 580-600 °С. Дальнейшее увеличение температуры сопровождается переходом циркония из α - в β -модификацию, при температуре 690–720 °С фаза α циркония практически полностью переходит в β -фазу циркония, и на спектре термостимулированной десорбции водорода появляется еще один пик интенсивности десорбции водорода.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ma M. et al. Decomposition kinetics study of zirconium hydride by interrupted thermal desorption spectroscopy //Journal of Alloys and Compounds. – 2015.
2. Madina V., Azkarate I. Compatibility of materials with hydrogen. Particular case: Hydrogen embrittlement of titanium alloys //International journal of hydrogen energy. – 2009. – Т. 34. – №. 14. – С. 5976-5980.
3. Eliezer D. et al. Hydrogen absorption and desorption in a duplex-annealed Ti–6Al–4V alloy during exposure to different hydrogen-containing environments //Materials Science and Engineering: A. – 2006. – Т. 433. – №. 1. – С. 298-304.
4. Takasaki A. et al. Hydride dissociation and hydrogen evolution behavior of electrochemically charged pure titanium //Journal of Alloys and Compounds. – 1995. – Т. 224. – №. 2. – С. 269-273.

УРОКИ РАЗОРУЖЕНИЯ ОТ СТРАН, ОТКАЗАВШИХСЯ ОТ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

А. Ю. Вдовенко, Д. Г. Демянюк

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

e-mail: ayv9@tpu.ru

Открытие атомной энергии стало одним из выдающихся достижений науки в XX веке. Но её использование в военных целях оказалось самой величайшей ошибкой в истории человечества. Победа в войне

с применением ядерного оружия – это иллюзия. В такой войне проиграют все. И цена всеобщего проигрыша – это уничтожение мира. Поэтому так важно понимать значимость вопроса ядерного разоружения и полного отказа от столь мощного оружия.

В данной работе рассмотрены уникальные прецеденты отказа Казахстана, Беларуси, Украины и ЮАР от своего ядерного арсенала. Проанализированы причины и мотивы побудившие данные страны утилизировать либо отдать свое атомное оружие ядерным державам, а также изучены международные документы заключенные в связи с признанием стран своего безъядерного статуса.

С начала 70-х годов ядерная программа ЮАР прошла полный цикл, необходимый для создания ядерного взрывного устройства. Однако в 1989 году ЮАР свернула свою программу по созданию ядерного оружия [1].

23 мая 1992 г. был подписан протокол к советско-американскому договору СНВ-1, согласно которому Украина, Беларусь и Казахстан согласились принять на себя обязательства бывшего СССР по договору СНВ-1 и обязались присоединиться к договору о нераспространении ядерного оружия в качестве безъядерных стран [2]. Подобный массовый отказ от ядерного оружия является исключительным, и может служить моделью для дальнейшего ядерного разоружения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. История международных отношений. 1945-2008, ч. III. Под ред. Богатурова А.Д. Учебное пособие для студентов вузов. - М.: Аспект Пресс, 2010. - 520 с.
2. Новый вызов после "холодной войны": распространение оружия массового уничтожения. <http://svr.gov.ru/material/2-13-16.htm>

УПРАВЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПУЧКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ

В.Р. Кочарян^{1,2}

¹Институт прикладных проблем физики НАН РА,
375014 Армения, Ереван, ул. Грнерсесяна, 25

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050
e-mail: vahan2@yandex.ru

Исследовано отражение пучков тепловых нейтронов от монокристалла кварца в геометрии Лауэ под влиянием внешних воздействий. Проанализированы возможности управления пучком нейтронов в пространстве и во времени и дана оценка его параметров (относительная максимальная интенсивность, угловое и энергетическое распределение получающихся пучков и т.д.).

ВОПРОС ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В РЕГИОНЕ СЕВЕРНОЙ ЕВРОПЫ

Д.С. Леонович

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: dalena94@gmail.com

Атомная энергия вошла в нашу жизнь совсем недавно, но уже сложно представить современный мир без неё. Она стала феноменом, проявившим себя в самых разных областях, от военной сферы до медицины, от

электроэнергетики до фундаментальных научных разработок. Эйфория «мирного атома» 60-х сменилась «озадаченностью» 70-х, а затем чернобыльским страхом 80-х, затишьем 90-х, ренессансом первого десятилетия 2000-х, смятением и паникой 2011 года. Избегая тех или иных оценок атомной энергии как таковой, всё же можно сказать, что в определенных случаях она представляет собой опасность.

Рост энергопотребления в мире, а также ограниченность не возобновляемых ресурсов, желание найти более выгодные источники энергии привели к успехам в изучении и освоении атомной энергии. С развитием ядерных технологий мировое сообщество столкнулось с проблемой ядерной безопасности, которая стала привлекать к себе все возрастающее внимание. В свете ядерной безопасности в Европе серьезное акцентирование уделяется контрабанде радиоактивных элементов. Для стран ЕС эта проблема актуальна в свете их территориальной близости к северо-западному региону Российской Федерации, где, по их мнению, существует возможность хищения радиоактивных материалов контрабандистами. Изучение данной проблемы является весьма актуальным еще и по причине наличия у значительной части населения развитых стран серьезной, порой необоснованной, обеспокоенности всем тем, что связано с атомной энергией. Учитывая достаточно высокий уровень демократии в этих странах, подобные ядерные страхи могут привести к нерациональным действиям, которые отрицательным образом скажутся, к примеру, на работе атомных электростанций, и в свою очередь могут привести к негативным последствиям для экономики, внутривнутриполитической ситуации и, наконец, национальной безопасности этих стран.

Отношение к проблеме ядерного оружия, атомной энергетики и обеспечению ядерной и радиационной безопасности, в этих странах складывалось постепенно и в период «холодной войны» во многом определялось политической ситуацией в мире. Здесь также происходит взаимодействие мирного и военного атома. Страны Северной Европы всегда оказывали влияние на ядерные исследования, на обеспечение разных аспектов ядерной безопасности, и исторически тем или иным образом были связаны с развитием событий в ядерной сфере, хотя их участие не было столь значительным как двух сверхдержав. Важной особенностью североевропейских государств является то, что они из первых стран в мире перешли к концепции мягкой безопасности, а также к концепции человеческой безопасности. После подписания ДНЯО страны Северной Европы в основном стала интересоваться ядерная безопасность гражданских объектов. То есть можно говорить о постепенной эволюции понятия и перехода его в следующую стадию, гражданской (мирной) ядерной безопасности. Норвегия и Дания отказались полностью от применения атомной энергии, как в военных, так и в мирных целях. Швеция долгое время активные исследования в области создания атомного оружия, которые вызывали серьезные противоречия внутри правящей социал-демократической партии. Финляндия стала одной из первых стран, вступивших в процесс ядерного ренессанса и по сути ставшей одной из ведущих стран при возрождении атомной энергетики.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Анненков, В.И. А68 Ядерный мир: геополитические и военно-политические аспекты современности : учебник / В.И. Анненков, Л.А. Кононов, А.В. Моисеев. – М. : Издательство «Русайнс», 2016. – 282 с.
2. Александров О. „Северное измерение“: новая форма или новое содержание? //Космополис: журн. мировой политики.–2008.–Лето. – 2008. – №. 2. – С. 21.
3. Лобов А. В. Эволюция проблемы ядерной терпимости на примере стран Северной Европы //Известия Российского государственного педагогического университета им. АИ Герцена. – 2009. – №. 118.
4. Губеладзе О.А. Военно-стратегические и международно-политические аспекты сохранения ядерного оружия и проблема обеспечения ядерной безопасности//ГЛОБАЛЬНАЯ ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, 2015 №1(14), С. 115–119.

5. Всё об энергетике. Блог об энергетике и для энергетиков! [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://energomir.blogspot.ru/2011/09/blog-post.html>, свободный. – Загл.с экрана. – яз.рус., дата обращения 20.05.2017 г.
6. NORGE.RU Вся Норвегия на русском [Электронный ресурс] – Режим доступа: http://www.norge.ru/elektro_energi/, свободный. – Загл.с экрана. – яз.рус., дата обращения 25.05.2017 г.
7. МИР АЭС [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://miraes.ru/category/aes-mira/>, свободный. – Загл.с экрана. – яз.рус., дата обращения 18.05.2017 г.
8. Норвегия и Россия: ядерный прорыв на севере. BELLONA. [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://bellona.ru/2017/01/25/arctic-forum-atom/>, свободный. – Загл.с экрана. – яз.рус., дата обращения 21.05.2017 г.
9. Селин В. С., Башмакова Е. П. Значение северных и арктических регионов в новых геоэкономических условиях развития России //Регион: экономика и социология. – 2010. – №. 3. – С. 23-39.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ НА ЯДЕРНО-ОПАСНОМ ОБЪЕКТЕ

Е.Е. Пермикина, Д.В. Коновалов, А.Е. Овсенёв

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: EEK11@tpu.ru

На сегодняшний день особенно актуальным является вопрос обеспечения безопасности ядерного объекта, что требует специального обращения с ядерными материалами. Прежде всего, это режим нераспространения, составляющим которого является создание системы учета и контроля ядерных материалов и система физической защиты ядерного объекта.

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 также 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).

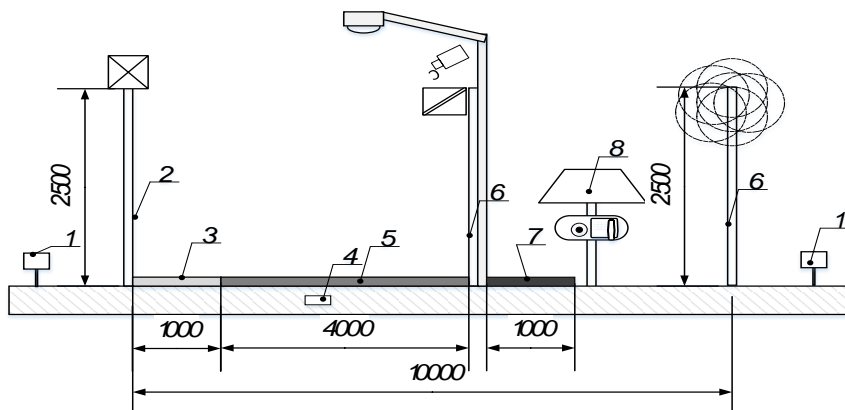


Рисунок 1. Оснащение периметра защищенной зоны: 1 – предупреждающий знак; 2 – основное ограждение; 3 – тропа специалиста; 4 – вибрационное средство обнаружения; 5 – контрольно-следовая полоса; 6 – инженерное заграждение; 7 – тропа наряда; 8 – постовой грибок.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

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.
2. Физическая защита ядерных объектов: Учебное пособие для вузов / П.В. Бондарев, А.В. Измайлов, А.И. Толстой. – М.: МИФИ, 2008. – 584 с.: ил.

УНИФИКАЦИЯ ТЕХНИЧЕСКИХ СИСТЕМ ПУТЕМ ВНЕДРЕНИЯ КОНЦЕПЦИИ СИНЕРГИИ НА АЭС

П.А. Пушенко, Д.А. Седнев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: pushenkopolina@mail.ru

Технология ядерной энергии сложна и требует высокого уровня научного развития, но в то же время она потенциально опасна для человечества, и требует самых передовых и хорошо продуманных действий. Несмотря на международный прочный опыт в работе с ядерными установками и связанной инфраструктурой, несчастный случай на Фукусиме показал, что использование ядерной энергии все еще может привести к катастрофическим последствиям. Любой объект, связанный с ядерными материалами постоянно находится в условиях определенного риска радиационных аварий, диверсий и распространения ядерных материалов. Таким образом система использования ядерной энергии требует новых и новаторских идей для улучшения уровня ядерной безопасности, физической защиты и гарантий нераспространения ядерных материалов (далее гарантии). Эти элементы создают стабильную систему, необходимую для безопасного использования ядерной энергии в мирных целях. Для увеличения уровня защищенности АЭС, Международным Агентством по атомной энергии была предложена идея внедрения концепции синергии 3S. [1,2]

Идея заключается в повышении эффективности взаимодействия между рассматриваемыми элементами, которые имеют относительно большое количество точек соприкосновения, но в то же время обладают своими особенностями.

Основной принцип синергии 3S заключается в том, что уменьшение действия одной из систем компенсируется действием другой системы.

В работе рассмотрены основные компоненты синергии (ядерная безопасность, физическая защита, гарантии), проведен анализ оборудования, используемого в каждой из 3S, осуществлен поиск идентичного оборудования и рассмотрены варианты реализации синергии 2S, т.е. объединения двух областей безопасности (ядерная безопасность – гарантии, физическая защита – гарантии) путем унификации используемого оборудования. Представлены наглядные схематические материалы, показывающие уменьшение количества технических систем одновременно с увеличением уровня безопасности. Посчитана экономическая выгода, возникающая вследствие реализации синергетического эффекта на ядерном объекте.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Safety, safeguards and security in Indian Civil nuclear facilities; Nuclear Security Science and Policy Institute, Ankush Batra and Paul Nelson, India, April 5, 2012
2. Management of nuclear safety and security synergy, L. L. Biro, A. N. Badulescu, SPAREX Nuclear 3S Ltd, Cernica Jud. Ilfov - Romania, 2016

ВЛИЯНИЕ НЕПРОВАРОВ НА ПРЕДЕЛЬНЫЕ ЗНАЧЕНИЯ НАПРЯЖЕНИЙ СВАРНЫХ ШВОВ КОНТЕЙНЕРОВ С ОЯТ

Е.П. Седанова, Я.А. Салчак

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: lizedanova@mail.ru

Хранение отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) является неотъемлемым этапом замкнутого ядерно-топливного цикла. Этап «сухого» хранения ОЯТ осуществляется с использованием герметичных пеналов, представляющих собой сварные цилиндрические конструкции [1]. В ходе производства и эксплуатации пеналов происходят изменения в структуре материала, вызывающие появление механических напряжений, которые при выполнении технологических операций с пеналами могут привести к разрушению. В связи с этим важным становится вопрос диагностики сварного соединения неразрушающими методами контроля, позволяющими сохранить работоспособность изделия.

Однако даже в случае, если дефекты обнаружены и признаны допустимыми, значительные механические нагрузки могут вызвать разрушение сварного соединения. Таким образом, разработка методики количественной оценки дефектов с целью расчета пределов механических напряжений в сварных соединениях пенала для хранения ОЯТ является актуальной задачей.

В рамках данной работы было рассмотрено влияние непроваров сварного шва на его прочность. На основании проведенного аналитического обзора разработан способ расчета критических напряжений, возникающих в пеналах для хранения ОЯТ при наличии дефектов. Способ основывается на использовании данных ультразвуковой томографии, на основе которых производится последующий расчёт механических напряжений, создаваемых дефектом в сварном соединении.

Разработанный способ предназначен для образцов, выполненных из стали марки 12X18H10T. Сварное соединение выполняется по технологии аргонодуговой сварки неплавящимся электродом. В качестве исходных данных для выполнения количественной оценки дефектов сварных соединений были использованы трехмерные данные контроля, полученные в результате томографической реконструкции сварного шва контролируемого объекта по методу фокусируемой синтезированной апертуры (DFA, Digitally Focused Array).

Результат эксперимента позволил обнаружить в образце несплошность типа «непровар», с учетом чего проведена апробация способа расчета. По результатам расчёта механическое напряжение, создаваемое непроваром, расположенном в шве на глубине 0,2 мм, снижает величину передела прочности основного материала шва – 530МПа – на 0,255 МПа.

Выполнено при финансовой поддержке проекта №11.3683.2017/ПЧ

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Калинин В.И., Анисимов О.П., Размашкин Н.В., Тихонов Н.С. // Хранение ОЯТ – обязательное условие развития атомной энергетики. 2006. Материалы конференции «Стратегия безопасности использования атомной энергии». Москва. С.286.

МЕЖКУЛЬТУРНОЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ В ОБЛАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

А.И. Татолина, Б.П. Степанов, Ю.В. Данейкин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

e-mail: nmeynn@gmail.com

В атомной отрасли широко распространена практика выполнения международных контрактов по строительству объектов атомной энергетики. В процессе выполнения таких работ неизбежно возникают трудности, связанные с ментальностью граждан разных государств. Такие разногласия могут привести к серьезным последствиям. Поэтому важно создавать модель кросс-культурного взаимодействия людей еще на этапе их обучения и профессиональной подготовки.

Формирование культуры безопасности является неотъемлемой составной частью общей культуры производства на предприятиях ГК «Росатом» и обеспечивается через систему подготовки кадров и повышения квалификации.

Целью работы в данном направлении в Томском политехническом университете является формирование в среде обучающихся на ФТИ ТПУ подходов к реализации интернационального ядерного образования через осуществление совместной деятельности, в ходе которой будет сформулировано общее понимание культуры безопасности, а главное, получен опыт взаимодействий и решения проблем в мультинациональном коллективе. В работе значимость межнациональных взаимодействий проанализирована на основе типологии культурных изменений, разработанной Гертом Хофстеде. Для реализации данного подхода рассматривается национальный состав студентов ФТИ. Предлагаются варианты проведения совместной проектной деятельности и дискуссионной работы студентов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мясоедов С.Л. Кросс-культурный менеджмент: учебник для бакалавриата и магистратуры / С.Л.Мясоедов, и др. –М.: Юрайт, 2015.

ПРИМЕНЕНИЕ ВЫСОКОЧАСТОТНЫХ RFID-МЕТОК НА ПРЕДПРИЯТИЯХ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Ю. В. Фатеева, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

e-mail: fateeva-dog@yandex.ru

Ядерные материалы требуют специального обращения, выполнения процедур по учету и контролю, а также физической защите. Для выполнения этих задач необходимы современные и надежные методы идентификации. Одним из таких возможных методов является метод радиочастотной идентификации (RFID). Данный метод позволяет автоматически собирать информацию об объекте. При этом объект контроля может находиться на некотором расстоянии от считывающего устройства. Объектами, например, могут служить контейнеры с ядерными материалами или персонал предприятия. Проведенный анализ показывает, что данная

технология позволяет вести постоянный учет событий и получать информацию о совершении операций с объектами без вмешательства персонала и с минимальной возможностью ошибок.

Существует несколько способов классификации RFID-меток и систем: по способу формирования сигнала, источнику питания, виду памяти, рабочей частоте. В данной работе наибольшее внимание уделяется высокочастотным RFID-меткам. Такие метки отличаются дальностью действия и быстротой обработки сигнала, что дает возможность внедрения RFID-меток для отслеживания перевозок и перемещения опасных грузов, а для определения месторасположения и перемещение персонала на территории ядерного объекта. Так же рассматривается работа высокочастотных RFID-меток с пьезоэлектрическими чипами. Кодирование таких меток происходит в процессе производства, что обеспечивает защиту от подделки идентификационного кода метки на технологическом уровне.

Разрабатывается два способа применения данной технологии. Первый – это отслеживание перемещения ТВС на территории атомной станции. Второй – определение месторасположения персонала на территории предприятия.

Для введения данной технологии в расширенную область применения на ядерных предприятиях, следует особо учитывать вопросы радиационной стойкости и устойчивости системы к внешним воздействующим факторам.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Технология радиочастотной идентификации (RFID). Перспективы использования и возникающие проблемы / А.А. Бобцова, Д.А. Камнев, А.С. Кремлев, С.А. Топилин // Научно-технический вестник информационных технологий, механики и оптики. – 2007. – №39. – С. 242-228.
2. Предложения ОАО «Авангард» по внедрению акустоэлектронных радиочастотных меток высокой надежности и стойкости к ВВФ [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://ru.avangard.org/products.html?cid=15>. – 04.09.2017.

ПРИМЕНЕНИЕ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ОЦЕНКЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ

А.А. Шевелева, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: aas-tpu@yandex.ru

Предотвращение угроз успешного выполнения нарушителем несанкционированных действий на территории ядерного объекта является задачей системы физической защиты (СФЗ) [1]. СФЗ ядерного объекта представляет собой совокупность инженерно-технических средств, сил реагирования и персонала СФЗ. Для оценки способности СФЗ противостоять действиям нарушителя проводится оценка эффективности существующей или проектируемой СФЗ ядерного объекта. Так как работа персонала СФЗ влияет на эффективность функционирования системы в целом, то необходимо учитывать степень приверженности персонала культуре безопасности и выполнению предписанных регламентов.

Одним из способов проведения такой оценки является использование специализированного программного обеспечения. Данные программы требуют совершенствования математических методик и расширения своего функционала, поэтому в рамках данной работы разработана методика оценки эффективности на основе элементов теории графов.

Для учета влияния навыков персонала СФЗ на показатели эффективности предлагается использование методов имитационного моделирования. В рамках методики происходит моделирование действий нарушителя в спроектированной СФЗ. Методика позволяет просчитать все возможные пути нарушителя к ПФЗ и выбрать среди них тот, что занимает наименьшее время – критический маршрут. При этом территория и конфигурация СФЗ ЯО представляется не в виде каналов проникновения, а в виде сетки, где каждая область территории ЯО (клетка) обладает набором характеристик. Таким образом, анализируется большее количество возможных маршрутов нарушителя, а также повышается детализация представления территории.

Для оценки вероятности пресечения действий нарушителя в методике моделируются действия сил реагирования согласно принятой на ядерном объекте тактике действий [2]. Выходными данными методики являются времена движения сил реагирования и нарушителя, критический путь нарушителя и полный путь сил реагирования.

На основании получаемых параметров, а также визуальной модели СФЗ ЯО экспертом могут быть получены данные: о местах СФЗ с наименьшим временем задержки нарушителя при использовании им определенной тактики, о местах СФЗ с оптимальными параметрами обнаружения нарушителя, о направлениях совершенствования структуры СФЗ, состава ИТСФЗ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бояринцев А.В., Зуев А.Г. Проблемы антитерроризма: обоснование и оценка выполнения требований к системам физической защиты объектов. – СПб.: ЗАО «НПП «ИСТА-системс», 2010. – 282 с.
2. Положение о составе и содержании отчета по оценке эффективности системы физической защиты на ядерном объекте, Приказ Ростехнадзора от 29 декабря 2011 г. № 762

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ МЕТОДОВ И РЕЗУЛЬТАТОВ ЛОКАЛЬНОЙ ОЦЕНКИ РАДОНОВЫХ РИСКОВ В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ И ЧЕШСКОЙ РЕСПУБЛИКЕ

К.О. Шилова, Н.К. Рыжакова, А.А. Удалов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: shilovaxeniya@gmail.com

Установлено, что наиболее значимым источником радиоактивного излучения является радон и его дочерние продукты распада, создающие более половины дозы от всех природных источников. В связи с этим в настоящее время при производстве инженерных изысканий проводятся радиационно-экологические исследования, составной частью которых является оценка радоноопасности участков застройки. Результат такой оценки позволяет решить вопрос о необходимости использования противорадоновой защиты фундамента здания на стадии строительства.

В соответствии с нормативными документами в Российской Федерации перед проведением строительных работ на земной поверхности проводятся измерения плотности потока радона с помощью накопительных камер или угольных адсорберов [1]. В странах Европы на протяжении многих лет в качестве

критерия радоноопасности часто использовалась объемная активность радона в почвенном воздухе (далее поровая активность радона), измеренная на глубинах 0,8...1м [2]. Однако по величине поровой активности на таких глубинах нельзя оценить количество радона, выделяющего с поверхности грунта (что и представляет основной интерес). Действительно, на выход радона из грунтов влияют факторы, не связанные с величиной поровой активности: атмосферные условия, газопроницаемость и влажность грунтов, наличие трещин и разломов, гидрогеологические условия местности. В последние годы для определения радоновых рисков во многих странах используют категориально-численную величину – радоновый индекс (*RI*). К сожалению, не существует единого мнения о методологии и методах определения данной величины. В частности, в разных странах для определения *RI* используют различные входные параметры – концентрации урана/радия, поровую активность радона, газопроницаемость грунтов, особенности геологического строения подстилающих пород, объемную активность радона в помещениях, мощность дозы гамма-излучения [3].

В связи с многообразием подходов к оценке опасности радона представляет интерес сравнительный анализ результатов, полученных разными методами. Целью данной работы является измерение и анализ величин, использованных при оценке радоноопасности экспериментальных участков в Российской Федерации (г. Томск) и Чешской Республике (Прибрам).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Баннов Ю.А., Лаборатория радиационного контроля. Два года:опыт работы,АНРИ,2005 №2,С.51-72
2. Ielsch G., Cushing M.E., Combes Ph., Cuney M., Mapping of the geogenic radon potential in France to improve radon risk management: methodology and first application to region Bourgogne, Journal of Environmental Radioactivity 101 (2010), P. 813-820.
3. Mazur D., Janik M., Łoskiewicz J., Olko P., Swakoń J., Measurements of radon concentration in soil gas by CR-39 detectors // Radiation Measurements, 1999, V.31, p.295-300.

Секция 3

Ядерные технологии XXI века

MODELING OF FLEXIBLE RESOURCE EFFICIENT SYSTEMS OF ISOTOPIC SEPARATION INCLUDING EXCHANGE AND MEMBRANE PROCESSES

V.S. Balashkov, A. Verhun

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: Balashkov_vit@mail.ru

At present, active research is being carried out in the field of the use of ion exchangers in isotope separation processes. This is connected with the desire to escape from the use of harmful substances in the process of separation. A number of methods have been developed that make it possible to achieve an acceptable separation factor. It was also suggested the introduction of flexible production systems (FMS) in isotope separation processes.

To optimize the work of the cascade for the separation of isotopes, as well as accelerate the rate of product renewal, the transition was made from the automation of individual elements of the production process to complex automation at all levels. The use of FMS in countercurrent ion-exchange columns is possible, since they are realized, enrichment in different isotopes with minimal adjustment of equipment.

The use of FMS in industry allows to resolve the contradictions between high productivity and the lack of mobility of equipment for mass production and high mobility and low productivity of universal equipment of single and mass production.

The special feature of FMS is a group flexible re-tunable technology of enrichment process management, a high degree of automation, which ensures minimal human participation in performing direct production functions related to the technological process.

When selecting the ion exchangers for the process under consideration, the method of directed search of systems with the maximum separation properties is used. A computer program has been developed that makes it possible to determine the velocity of the front motion as a function of the current density and the ratio of the studied mobilities of the ions. Calculations are carried out both for monopolar ion exchangers (cations, anions), and for a mixed layer of ion exchangers. The experimental setup implementing this separation method includes a countercurrent exchange column and an electro dialyzer in which phase flows are reversed. For the separation process, organic and inorganic ion exchangers are used. In the column, counter motion of the ion exchanger and solution is carried out. The ion exchanger moves in the column from top to bottom. The speed of its movement can vary within wide limits. The solution is fed to the lower part of the column, in which the counterflow of ion exchanger and solution is carried out. The optimum velocity of ion exchange was 0.04 cm/s. Based on the values of the coefficients of mutual diffusion, the value of the VETS is determined. The calculated values of this value agree with the experimental data. When the isotopes of light alkaline elements are separated, the VETS value is obtained equal to 6 cm, and the degree of separation is 1.45. Based on the obtained results on isotope separation in exchange and electroionic processes, a computer program has been developed for the cascade of separation devices. The program allows you to analyze the work of the cascade in stationary and non-stationary conditions. The influence of fluctuations of the main parameters on the efficiency of the cascade is considered. The program makes it possible to determine the concentration profiles of the nature of the distribution of the fluxes of the separated isotope along the stages of the cascade. The complex of the conducted researches on modeling of the considered processes, the separation of isotope and ionic mixtures on the experimental setup made it possible to draw a conclusion about the adequacy of the mathematical models obtained in the work, to determine the optimal conditions for the separation processes.

The results of the research in this area are the scientific basis for solving the problems of increasing the efficiency of separation processes, searching for new methods for separating and fine-tuning substances, determining the optimal conditions for their conduct, taking into account the requirements of ecology and safety.

REFERENCE

1. "Isotopes: properties, production, application", ed. Baranova V.Yu. M.: Publishers. AT 2000r
2. Vergun AP, Pugovkin MM, Sharov RV "Separation of isotopes and fine purification of substances by electroionic and exchange methods" Textbook. Tomsk TPU. 2000y., 67s.
3. Vlasov AV, Vergun AP, Orlov AA, Tikhonov GS "Separation processes with the use of ion-exchange materials" Textbook. Tomsk. TPU.2002g. 121s.

PROFILING OF NUCLEAR POWER PLANTS

Oddi Cristofer Addo

National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

Nuclear Power Plants (NPP) comprises of components working together to generate heat energy for different applications including generation of electricity, production of radioactive isotopes and heating of homes. Studies are constantly done to improve reactor performance through better utilization and longer fuel cycle length. There are several factors which affect the performance of the reactor core including fuel enrichment, use of burnable absorbers, height of insertion of control rods and moderator design. These factors affect reactivity in different ways and proportions. For example, to maintain uniform power distribution at different levels of the reactor core, fuel of lower degrees of enrichment is used at regions of higher neutron flux while fuel with higher degrees of enrichment is used in regions of lower neutron flux. Therefore, to operate the reactor in safety standards, these factors should be profiled to ensure constant power and flux within the reactor. The study of the profiles of NPP will enable scientists and engineers develop and design standard and accurate components of nuclear power system.

REFERENCE

1. Elmer E. Lewis (2011). Fundamentals of Nuclear Reactor Physics. Elsevier Science Publishing Co. Inc. ISBN 978-0-12-370631-7/
2. K. S. Rajan. Neutron flux profile in cylindrical fuel elements. Retrieved from <http://nptel.ac.in/courses/103106101/Module%20-%205/Lecture%20-%204.pdf>. 8/4/17

MEDICAL APPLICATIONS OF ACCELERATORS FOR RADIOLOGICAL STERILIZATION

L.V. Chernov

Scientific Supervisor: Prof., Dr. Yu.Yu. Kryuchkov

Linguistic advisor: O. P. Kabrysheva

National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin avenue 30, 634050

E-mail: lvc2@tpu.ru

Introduction. Accelerators of electrons are very popular nowadays due to the latest achievements of nuclear technology in medicine. They are used as sources of ionizing radiation, as diagnostic equipment, in radiosurgery and in different modifications of X-ray equipment almost in all countries of the world [1].

Radiological sterilization of medical items is one of the biggest industrial processes using ionizing radiation. At present more than 50% of single-use medical items are sterilized particularly by this one [2].

Ionizing radiation is a multi-purpose adverse factor for different kinds of bacterial flora, such as fungus, bacteria, spore and virus [3].

The aim of this work is to study practical applications of electron beam accelerators in medicine for sterilization.

Materials. It is possible to use high-current pulse-repetitive an electron beam accelerator from the “SINUS” family for radiological sterilization. Pulse frequency varies from the very few hertz to hundreds hertz. The energy of single particles in the electron beam, which goes through the aluminum foil, varies from 200 to 250 keV; pulse duration is 10 ns. Direct electron ionization influences bacterial flora at the depth from 0,1 to 0,2 mm. Long-lived secondary radicals also influence this flora.

A high current electron-beam accelerator is used as a sterilizer in this work (Figure 1). It was constructed in the Institute of High Current Electronics SB RAS (Tomsk).



Fig. 1. High current electron-beam accelerator

Sterilized material cannot be heated more than by 10°C in this way. It means that the high current electron-beam accelerator can sterilize thermolabile materials. Moreover, it is possible to create effective local biological lead protection on account of low energy of the particles. It provides safety of the staff and reduces the cost of workplace protection against radiation.

The following parameters guarantee sterilization of the absorbing nanostructured graphite-based wound dressing at 25 pulses per one item (Table 1) [4].

Table 1 Conditions of radiological sterilization of the wound dressing

Frequency of the accelerator	2 Hz
Maximum energy	230 keV
Maximum pulsing current of an electron-beam	4,5 kA
Effective pulse time	6 ns
Cross-sectional area of a visible electron-beam	0,015 m ²
Radiant exposure on surface of wound dressing per pulse (the distance between a wound dressing and a source hall is 15 mm)	400 J/m ²
Sterilization time of one wound dressing	12,5 s

Radiological sterilization can be also used for medicinal powders. These powders are not able to be sterilized by temperature because of thermolability. Also chemical sterilization is not possible, on account of accumulation of toxins

in medicinal powders. The advantage of the sterilization is the sterilizing doses (25-50 kGy) which do not influence physical and chemical features in the ionized materials no matter which is used.

Sterilization of the whole amount of medicinal powders by low-energy electrons is performed at the facility of the Institute of High Current Electronics SB RAS (Figure 2). In this facility powder is poured perpendicular to an electron beam. In this process low-energy electrons penetrate irradiating powder evenly.

Nanosecond pulsing frequency low-energy electron accelerator “SINUS” is a source of electrons. For sterilization of the medicinal powders the following conditions are required (Table 2) [3].

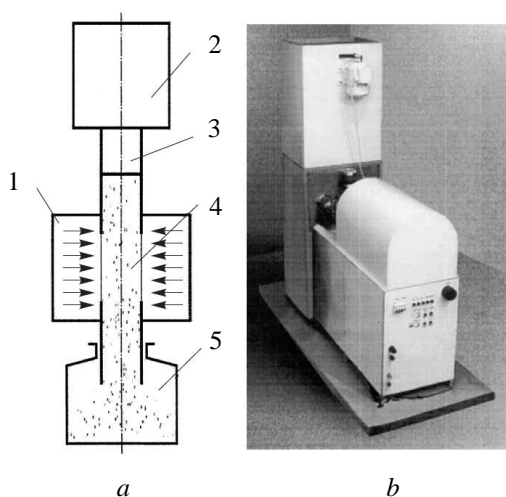


Figure 2. Scheme of the facility (a) and a general view (b), 1 – accelerator, 2 – bunker with initial powder, 3 – dosage device, 4 – area of irradiation, 5 – bunker with bacteria-free powder

Table 2. Conditions of radiological sterilization of the medicinal powders

Density of the powder material	0,5 g/cm ³
Particle size	20-55 μm
Width of a channel (powder is aerated to the density of 0,05 g/cm ³)	30-50 mm
Energy of electrons	200-300 keV
Pulses frequency	50 Hz
Network electrical power (220 V)	3 kW
Average power of the electron beam	0,5 kW

Conclusion. As a result of this work, the method of radiological sterilization with an electron beam accelerator was studied. In the course of the present work a literature review has been carried out. It was shown that it is possible to use an electron beam accelerator for radiological sterilization of medical items and powders.

REFERENCES

1. Chernyaev, A. P. (2012). Nuclear Physical technologies in medicine. Particle and atomic nucleus physics, vol. 43, no. 2, p. 512. Retrieved February 3, 2017, from http://www1.jinr.ru/Pepan/2012-v43/v-43-2/05_chern.pdf
2. Alimov, A. S. (2011). Practical applications of electron accelerators. Preprint MSU SINP N 2011 – 13/877, pp. 15-16. Retrieved January 17, 2017, from <http://www.sinp.msu.ru/ru/preprint/8277>

3. Alekseenko, P. I., Korovin, S. D., Saharov, E. S. (2002). Using of low-energy high current nanosecond electron beams for radiological sterilization of medical powders. *Pharmaceutical Chemistry Journal*, vol. 36, no. 12, pp. 29-30. Retrieved December 28, 2016, from <http://chem.folium.ru/index.php/chem/article/view/2643>
4. Rostov, V. V., Alekseenko, P. I., Vihodcev, P. V. (2012). High current repetitively-pulsed electron direct action accelerator as way of sterilization of single-use medical items. *Bulletin of the Tomsk Polytechnic University*, vol. 321, no. 2, pp. 48-53. Retrieved December 21, 2016, from http://www.lib.tpu.ru/fulltext/v/Bulletin_TPU/2012/v321/i2/11.pdf

APPLICATION OF AN ELECTRICAL DISCHARGE IN SALINE FOR REMOVAL OF BENIGN TUMORS

Z.K.Serikbekova

National Research Polytechnic University,

Tomsk, Russia, Lenin Avenue, 30, 634050

e-mail: zarina_lg5@mail.ru

Surgical instruments using plasma are widely used in various surgical procedures. The advantages of high-frequency plasma instruments are simultaneous hemostasis and dissection of tissues, and the ability to coagulate large vessels. A positive effect in this case is achieved by heat generation in the tissues. However, the temperature reaches 500 ° C and tissue is damaged to a depth of 5 mm [1]. The alternative method, which has recently begun to enter into medical practice is the removal of tissue using cold plasma. This method was developed by ArthroCare Co and named coblation [2].

Physical and chemical processes occurring in the plasma formed in a liquid are important for the understanding of the phenomena observed in surgical instruments. As the working fluid saline is used, which is prepared from sodium salt dissolved in water with a concentration of 0.9 g / l. The current passing through the electrolyte produces heat, which leads to the formation of a thin layer of bubbles, which covers the electrode. When an electrical discharge is created, gas in bubbles ionized.

Investigation of the device characteristics was conducted in saline solution. The output pulse of the device is biphasic with varying amplitude. The pulse repetition rate is $f = 25$ kHz. The current is measured via a shunt ($R_I = 1.5$ ohms). The voltage and current were recorded by a digital oscilloscope. The voltage was varied between 50 – 300 V. When voltage is applied, the current value is determined by the conductivity of the electrolyte. As electrolyte is heating, gas bubbles near the electrode are formed. As a result, the current value is determined by the characteristics of the discharge.

The device is developed for biological tissue removing. The tests show that the resistance of the gap between the electrodes in the electrolyte increases with the applied voltage. Upon reaching a voltage ~180 V, its resistance rises sharply due to the formation of gas bubbles. Then therein a discharge is developed and a plasma is formed.

REFERENCE

1. Absten T 2002 Practical electrosurgery for clinicians (Professional Medical Education Association, Inc.).
2. Sergeev V and Belov S 2003 Coblation Technology: a New Method for High-Frequency Electrosurgery *Biomedical Engineering* 37 22-25

NICKEL ISOTOPE SEPARATION OCCURING FILLING OF GAS CENTRIFUGE CASCADE WITH DIFFERENT STAGE NUMBER

A.A. Ushakov^{1,2}, A.A. Orlov², V.P. Sovach¹

¹ JSC “PA ECP”, 663690, Zelenogorsk, Russia

E-mail: ushakovaa2015@sibmail.com

² National Research Tomsk Polytechnic University,

Tomsk, Russia, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: orlovaa@tpu.ru

During the operation of gas centrifuge (GC) cascade for the multicomponent isotope mixture (MCIM) separation there are nonstationary hydraulic and separation processes. It is necessary to ensure safety of the equipment and to minimize losses of cascade productivity during nonstationary processes.

In this regard, actual task is full-scale research of nonstationary processes. It is advisable to study the nonstationary processes by mathematical modeling. Known mathematical models [1-3] describe nonstationary hydraulic processes for only long cascade and nonstationary separation processes in the case of stationary hydraulic parameters of cascade. For elimination of these disadvantages we had developed the mathematical model of nonstationary hydraulic and separation processes occurring in GC cascade for the MCIM separation [4-6]. Earlier we had done verification of developed mathematical model as an example silicon and germanium isotope separation. Filling GC cascade with process gas precedes isotope separation mode. So far, a modeling of filling cascade was not carried out.

The results of research nickel isotope separation occurring of filling GC cascade with different stage number are shown. Nickel isotopes are used for nuclear physics experiments and production radioactive isotopes (for example, ⁶²Ni stable isotope is used as source material to produce ⁶³Ni radioactive isotope).

REFERENCE

1. E.V. Levin, N.I. Laguntcov, G.A. Sulaberidze Journal of Engineering Physics, 43, 456-462 (1982)
2. V.M. Vetcko, etc. Isotopenpraxis, 18, 288-293 (1982)
3. A.Yu. Smirnov, A.K. Bonarev, G.A. Sulaberidze, V.D. Borisevish, S. Zeng, D. Jiang, Y.N. Zhang IOP: Conference Series, 751, 012006 (2016)
4. A.A. Orlov, A.A. Ushakov, V.P. Sovach Journal of Engineering Physics and Thermophysics, 90, 2, 258-265, 2017
5. A.A. Orlov, A.A. Ushakov, V.P. Sovach MATEC Web of Conferences, 92, 01033, 2017

MODELING OF NONSTATIONARY PROCESSES DURING SEPARATION OF MULTICOMPONENT ISOTOPE MIXTURES

A.A. Ushakov^{1,2}, A.A. Orlov², V.P. Sovach¹

¹ JSC “PA ECP”, 663690, Zelenogorsk, Russia

E-mail: ushakovaa2015@sibmail.com

² National Research Tomsk Polytechnic University,

Tomsk, Russia, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: orlovaa@tpu.ru

Isotopically-modified materials, in which the isotope content of chemical elements is different from natural values, have found wide application in various fields of the economy (nuclear power engineering, medicine, fundamental research, etc.). The composition of isotope mixtures changes in a separation process. The growing demand for isotopically-modified materials has resulted in an amount of research aiming to improve the technology of isotope mixture separation. One of the main negative factors decreasing the effectiveness of the MCIM separation process is nonstationary hydraulic and separation processes in gas centrifuge (GC) cascade. The research into the effects of nonstationary processes on the efficiency of MCIM separation seems to become even more important. An experimental approach in this case appears to be quite costly, so it is strongly recommended that nonstationary processes should be investigated by mathematical modeling.

This work presents a mathematical model for calculation of nonstationary hydraulic and separation processes in a gas centrifuge cascade for separation of multicomponent isotope mixtures. The model has been applied to calculate the parameters of nonstationary processes in a gas centrifuge cascade for separation of krypton, germanium and tungsten isotopes. As a result, the specifics of the excess holdup distribution along the cascade stages have been identified, and variations of the isotope concentrations in a nonstationary process have been revealed. The data obtained show that the proposed mathematical model is able to adequately describe nonstationary hydraulic processes in gas centrifuge cascades for separation of multicomponent isotope mixtures.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРИМЕНИМОСТИ ТВЕРДОТЕЛЬНОГО ФАНТОМА SP34 ДЛЯ ОРТОВОЛЬТНОГО РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

О.В. Тхорик, Е.С. Сухих

Научный руководитель: старший преподаватель, к.ф.-м.н. Е.С. Сухих
Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: oxana.tkhorik@gmail.com

Введение. В настоящее время широко используются два вида тканеэквивалентных фантомов: твердотельный и водный. Вода является «золотым стандартом» согласно рекомендациям МАГАТЭ в качестве среды для измерений поглощенной дозы, как для фотонных, так и для электронных пучков, поскольку вода обладает максимально схожими с человеческими тканями характеристиками [1]. Однако с практической точки зрения водный фантом не всегда является удобным в применении, поскольку требует большого времени подготовки к работе. Выходом в такой ситуации может стать использование твердотельного фантома вместе с коэффициентами, которые учитывают разницу между электронной и физической плотностью материала относительно дистиллированной воды.

Целью данной работы является экспериментальное подтверждение возможности использования твердотельного тканеэквивалентного фантома для ортовольтного рентгеновского излучения. Поскольку по данным производителя подобный материал фантом может использоваться для абсолютной и относительной дозиметрии в диапазоне энергий фотонного излучения от 1,25 МэВ до 50 МэВ и электронного излучения от 4 МэВ до 50 МэВ.

Материалы и методы исследования. Для подтверждения данной гипотезы были проведены ряд экспериментов и компьютерного моделирования по глубинному распределению дозы внутри фантомов. Измерения поглощенной дозы проводилось как в водном фантоме, так и в твердотельном фантоме при одинаковом расстоянии источник – поверхность для всех возможных размеров полей. Ионизационная камера облучалась при напряжении трубки: 100, 120, 150, 180, 200, 250, 300 кВ.

В первую очередь были произведены измерения глубинные измерения дозы в водном и твердотельном фантомах на гамма-терапевтическом аппарате TheratronEquinox 100. Гамма-терапевтический аппарат TheratronEquinox 100 - это внешняя система, предназначенная для проведения лучевой терапии. Theratron предназначен для доставки назначенной дозы радиации на определенный участок тела и заданным способом (фиксированное лечение или лечение с перемещающимся пучком, с использованием устройств модификации пуска или без них и т.д.). В качестве источника выступает ^{60}Co . Использование ^{60}Co в эксперименте обусловлено тем, что применение фантома SP34 в данном диапазоне энергий не вызывает сомнений [2].



Рисунок 1. Гамма-терапевтический аппарат TheratronEquinox.

Суть эксперимента заключалась в том, что используя различные поля для измерения внутри фантома, на разные глубины помещается цилиндрическая ионизационная камера FC65-G, которой снимаются значения полученного заряда. Данные значения заряда пересчитывают в поглощенную дозу при помощи следующей формулы:

$$D_{w,Q} = M * N_{D,W}^Q,$$

где M — скорректированное значение заряда, измеренное в точке на глубине d_{max} (d_{max} — глубина в фантоме, на которой расположен максимум дозного распределения), Кл;

$$N_{D,W}^Q$$

— калибровочный коэффициент для ионизационной камеры, использованной в измерениях, в случае, если клинические условия, при которых проводилась дозиметрия, отличаются от стандартных лабораторных условий, при которых калибровалась данная ионизационная камера, отн. ед.

Для твердотельного фантома дополнительно необходимо произвести пересчет дозы при помощи следующей формулы:

$$D_{water} = D_{med} * \left(\frac{\mu_{en}^-}{\rho} \right)_{med}^w$$

где $\left(\frac{\mu_{en}^-}{\rho} \right)_{med}^w$ - отношение усреднённых массовых энергетических коэффициентов поглощения для воды и для материала фантома [3].

После проведения эксперимента и обработки полученных данных было произведено моделирование глубинного распределения дозы внутри фантома в программа PCLab. Данная программа предназначена для моделирования методом Монте-Карло процессов распространения электронов, позитронов, фотонов и протонов в веществе, визуализация этих процессов распространения на экране дисплея и получение численных результатов взаимодействия (например, альbedo, коэффициентов пропускания частиц, энергетических и угловых распределений частиц, распределений поглощенной энергии в веществе, дозы за защитой и т. д.).

После этого экспериментальная часть и моделирование повторяются на рентгеновском аппарата Xstrahl 300 в тех же условий, что и в первой части эксперимента. Рентгеновский аппарат Xstrahl 300 - мощное рентгенотерапевтическое устройство предназначенное для лечения доброкачественных и злокачественных

опухолей с помощью направленного рентгеновского излучения. В аппарате Xstrahl 300 используется металло-керамическая рентгеновская трубка медицинского назначения на 300 кВ.

Полученные при моделировании данные сравниваем с полученными данными в результате эксперимента.

Результаты. После этапа моделирования в эксперименте с источником ^{60}Co строим график зависимости поглощенной дозы от глубины фантома для каждого размера поля. На один график помещаем результаты эксперимента и моделирования в водном фантоме. На другой график помещаем результаты моделирования и эксперимента в твердотельном фантоме с учетом и без учета усреднённого массового энергетического коэффициента поглощения.

Из полученных графиков видно, что данные в эксперименте и моделировании практически совпадают. Это значит, что данная программа пригодна для моделирования и можно приступать к следующей части исследования.

На следующем этапе проделываем идентичные действия для рентгеновского излучения. Получаем один график с результатами эксперимента и моделирования в водном фантоме и другой график с результатами эксперимента и моделирования в твердотельном фантоме. Из графиков видно, что глубинное распределение дозы, полученное при моделировании практически совпадает с глубинным распределением дозы, полученном в эксперименте.

После чего на одном сравнительном графике приводим данные, полученные в результате эксперимента в водном фантоме и в твердотельном фантоме с учетом и без учета усредненного массового энергетического коэффициента пересчета из воды в материал фантома. Сравнивая полученные графики можно видеть, что глубинные распределения дозы в водном и твердотельном (с учетом коэффициента пересчета) фантомах практически идентичны, то есть разница не превышает 3%.

Заключение. На основе приведенных выше результатов исследования можно сделать вывод о том, что в клинической дозиметрии на равне с водным фантомом (который является «золотым стандартом») возможно применение твердотельного фантома SP34 для ортовольтного рентгеновского излучения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. User's Guide - SP34 QA Phantome. - Schwazenbruck: IBA Dosimetry GmbH, 2011.
2. Руководство пользователя Theratron Equinox. - IN/OM2068(RUS) - Канада: 2008. - С. 159.
3. ICRU Report 62, Prescribing, Recording and Reporting Photon Beam Therapy (Supplement to ICRU Report 50). - USA, 2010. - pp. 31-38.

БЕЗВОДНЫЙ СПОСОБ ОБРАБОТКИ ТОПЛИВА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СИСТЕМЫ ОКИСЛИТЕЛЕЙ

П.В. Аксютин

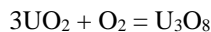
ФЯО ФГУП «ГХК»,

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина 53, 662972

e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su;

На сегодняшний день в Российской Федерации накоплено порядка 25 тыс. тонн отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и эта цифра будет только расти, поэтому стратегическим направлением в области обращения с ОЯТ является развитие технологии back-end.

Наиболее успешным и технологически приемлемым безводным способом извлечения топлива из оболочек и удаления из него летучих радиоактивных компонентов является окислительная обработка твердотопливной композиции при температуре 500-600 °С в атмосфере кислорода [1]. Суммарная реакция этого процесса описывается уравнением:



Однако данный способ не лишен недостатков. В результате воздействия высоких температур происходит спекание и запыление ОЯТ в оболочке. При высоких температурах происходит деструкция циркониевой оболочки, что в дальнейшем приводит к образованию межфазных взвесей на экстракционном переделе.

Все вышесказанное стимулирует к поиску подходов по оптимизации процесса окислительной обработки ОЯТ в части снижения температуры процесса и поиска альтернативных окислительных сред.

Целью данной работы являлась экспериментальная проверка возможности окислительной обработки диоксида урана, заключенного в циркониевую оболочку, с использованием системы окислителей.

Изучение процесса окислительной обработки топлива проводили с использованием в качестве имитатора фрагментов необлученных ТВЭЛ длиной 60 мм, полученных рубкой на устройстве гильотинного типа. Величина замятия торцов фрагментов не превышала 30%.

Для проведения экспериментов использовали аппарат-реактор печного типа с горизонтальной осью вращения внутреннего контейнера.

Температуру процесса поддерживали в диапазоне 300-400 °С [2]. В качестве системы окислителей использовали смесь диоксида азота и потока кислорода, насыщенного парами воды.

В результате обработки имитатора топлива получили во всех случаях не пылящий порошок чёрного цвета, полностью отделенный от оболочек. По результатам гравиметрического анализа полученный порошок соответствовал брутто формуле U_3O_8 . Признаков формирования окисленного слоя на поверхности циркониевых оболочек визуально отмечено не было.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Громов Б.В. Химическая технология облученного топлива. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 352 с.
2. Johnson J.A. Studies of reaction process for voloxidation methods: diss. PhD – Knoxville, 2013. – 121 p.

ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ «ФОТОН-ЗАХВАТНЫХ» ВЗАИМОДЕЙСТВИЙ В ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ

А.А. Баулин^{1,2}, Е.С. Сухих^{1,2}, Л.Г. Сухих¹, И.Н. Шейно³

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Томский областной онкологический диспансер,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 115, 634009

³ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России,

Россия, г. Москва, ул. Маршала Новикова, д. 23, 123098

E-mail: baylin1991@tpu.ru

Исследования по модификации методов лучевой терапии дозодополняющими, в том числе рентгеноконтрастными агентами, вводимыми в опухоли, осуществляются во многих странах мира с целью

увеличения относительной биологической эффективности (ОБЭ) терапии. Особое внимание стоит уделить теории «фотон-захватных» взаимодействий [1,2]. В данном процессе после взаимодействия фотонов с ядрами тяжелых элементов ($Z \geq 53$) рождается большое количество характеристических фотонов рентгеновского излучения и низкоэнергетических Оже-электронов. Вторичное низкоэнергетическое излучение ионизирует близлежащие атомы, что приводит к лавинообразной реакции возникновения высокоактивных радикалов, что, в свою очередь, ведет к разрушению макромолекул ДНК и РНК, белков и различных структур клетки. Если дозодополняющий агент находится в клетке опухоли (в ядре или других критических органах клетки), то процесс может значительно увеличить вероятность гибели опухолевых клеток. Фотоэффект и комптоновское рассеяние являются основными процессами вносящие большой вклад в передачу энергии электронам. В работах [1–2] было показано, что при введении в ткань тяжелых элементов с атомным номером $Z \geq 53$ процесс энерговыделения увеличивается. Чаще всего в качестве перспективных элементов рассматриваются радиосенсибилизаторы, химиотерапевтические агенты и наночастицы золота и платины. Для целей исследования наиболее целесообразно использовать рентгенотерапевтический аппарат, так как процессы фотоэффекта и комптоновского рассеивания преимущественно протекают в среднеэнергетическом диапазоне. Также, использование рентгеновской трубки позволят повысить эффективность лучевой терапии различных видов опухолей, в том числе радиорезистентных, при использовании простого оборудования. Предлагаемый проект посвящен теоретическому и экспериментальному исследованию возможности проведения лучевой терапии злокачественных опухолей с использованием разрешенных к применению клинических источников фотонов (рентгеновских трубок) в присутствии дозодополняющих, в том числе рентгеноконтрастных агентов в опухоли.

Целью данной работы является экспериментальное исследование и оценка зависимости «поглощённая доза – эффект выживаемости опухолевых клеток» при разных концентрациях дозодополняющих химиотерапевтических препаратов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2270045 РФ. 2004119095/14. Способ Фотон-захватной Терапии злокачественных опухолей/ В.Ф. Хохлов, И.Н. Шейно, В.Н. Кулаков и др. Заявлено 24.06.2004.; Оpubл: 20.02.2006.
2. Пат. 2533267(13)С1 РФ. Способ Фотон-захватной Терапии опухолей/ В.И. Апанасевич, П.А. Лукьянов, А.В. Лагурева и др. Заявлено 07.10.2013.; Оpubл: 20.11.2014.

ВЛИЯНИЕ ЖЕСТКОСТИ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ НА НАКОПЛЕНИЕ U^{233} В ВОДО-ВОДЯНОМ РЕАКТОРЕ

А.В. Бородач

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vigoolka@gmail.com

Торий, подобно урану, является воспроизводящим материалом, и его можно использовать для получения делящегося материала, который в свою очередь может служить топливом для ядерного реактора. Нейтроны, возникающие в реакции деления, инициируемой ураном-235, могут также использоваться для получения нового делящегося материала, плутония-239 и урана-233, в результате их захвата воспроизводящим материалом, таким как, соответственно, уран-238 и торий-232. Это важно для расширения доступности делящегося материала, что делает ядерную энергию устойчивой. Основная проблема при получении больших количеств плутония-239 связана с распространением материала, так как плутоний-239 может использоваться для производства ядерного оружия [2].

В данной работе был проведен анализ накопления урана-233 при разной жесткости спектра нейтронов в водо-водяном реакторе.

На рисунке 1 представлен график зависимости ядерной концентрации урана-233 от глубины выгорания В, при разной жесткости спектра нейтронов ($\gamma = 39, 88$).

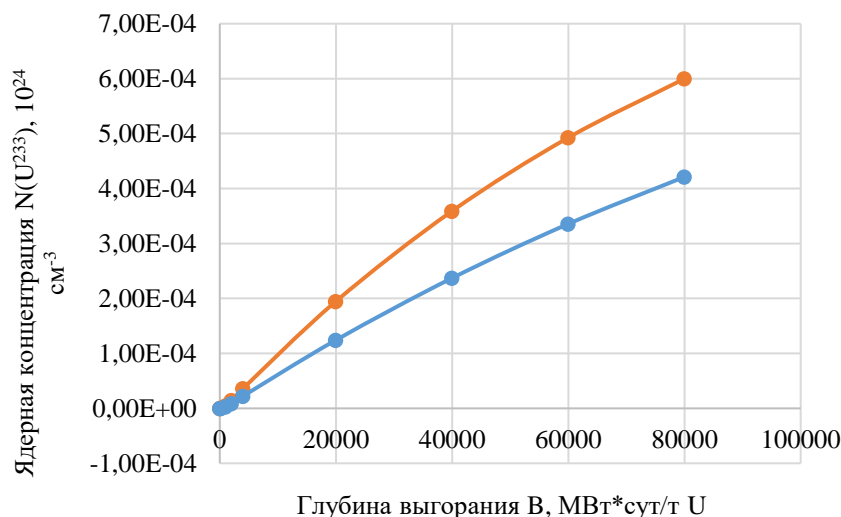


Рисунок 1. Зависимости накопления урана-233 от глубины выгорания В, при разной жесткости спектра нейтронов: $\gamma = 88$, $\gamma = 39$

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И., Силаев М.Е. Ядерная энергия, ядерный топливный цикл и прикладные ядерные технологии: учебное пособие. 2011. – 282с.
2. Бекман И.Н. Торий. Учеб. пособие. М.: Московский государственный университет им. М. В. Ломоносова, 2010.

АТОМАТИЗАЦИЯ МЕТОДА ПРОВОЛОЧНОГО СКАНИРОВАНИЯ ПУЧКОВ ЭЛЕКТРОНОВ

А.А. Григорьева, А.А. Красных, И.А. Милойчикова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: anngrigorievabr@gmail.com

Существуют различные методы измерения распределения плотности потока электронных пучков в поперечном сечении применяемые в медицине (лучевая терапия злокачественных новообразований), в дефектоскопии (контроль качества материалов) и в других прикладных науках [1]. На сегодняшний день имеется множество методов, в основе которых, чаще всего лежит использование каких-либо элементов, изменяющих свои характеристики в процессе облучения пучком [2]. Одним из таких методов является сканирование пучка тонкой металлической полоской под разными углами [3]. Полученные результаты показывают применимость данного метода, однако существует необходимость оптимизации процесса набора данных.

Для устранения электромагнитных наводок на сканирующем элементе было принято решение использовать оптический фибер – однородный диэлектрический волновод[4]. Кроме этого в рамках работы

осуществлена автоматизация процесса получения данных при помощи программного пакета LabView [5], что позволило избавиться от ручного выполнения операций, повысить скорость обработки, передачи информации и точность измерений. Полученные результаты показывают возможность измерять распределение плотности потока электронов в поперечном сечении пучка без расходных материалов, с разрешением не более 1 мм.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бочаров А.Н. Контроль геометрических параметров электронного пучка при электронно-лучевой сварке: Автореф. дис. канд. тех. наук. – Красноярск, 2005. – 20 с.
2. Пат. 1292469 РФ. МПК51 G01T 1/29. Способ определения распределения плотности потока заряженных частиц в поперечном сечении пучка / А.Д. Ониско. Заявлено 15.04.1985; Опубл. 15.12.1992, Бюл. № 46. – 11 с.
3. Stuchebrov S.G., Miloychikova I.A., Batranin A.V., Danilova I.B., Krasnykh A.A., Kudrina V.A. Development of the method for the electron beam spatial distribution determination in the transverse plane // AIP Conference Proceedings. - 2016 - Vol. 1772, Article number 060016. - p. 1-7
4. Transverse beam profile diagnostic using fiber optic array [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://accelconf.web.cern.ch/accelconf/pac2013/papers/thpac32.pdf>
5. Jeffrey Travis, Jim Kring. LabVIEW for Everyone: Graphical Programming Made Easy and Fun, Third Edition. 2007.

СРАВНЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ И РАСЧЕТНЫХ ДАННЫХ ГЛУБИННОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ДОЗЫ РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

И.Б. Данилова, И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: irisna2809@gmail.com

На сегодняшний день рентгеновское излучение используется в очень широком круге задач. Так, например, оно применяется при исследовании предметов искусства, в кристаллографии, в рентгеноструктурном анализе, в промышленности для контроля качества материалов, в рентгеноспектральном анализе. Кроме этого развитие ядерных технологий послужило основой для создания новой области – ядерной медицины [1], включающей применение рентгеновского излучения, основным свойством которого является высокая проникающая способность. Возможность оценки проникающей способности рентгеновского излучения во внутренние ткани и органы пациента является актуальной задачей, так как при проведении радиографических обследований и терапевтических процедур необходимо иметь четкое представление о параметрах рентгеновского пучка и уметь управлять ими.

Для снижения риска получения излишней дозы от излучателей и удешевления процесса исследования часто применяются методы, основанные на моделировании процесса взаимодействия излучения с веществом. Для этого применяются статистические методы моделирования физических процессов, расчет осуществляют вычислительные компьютеры. Моделирование заключается в упрощении физических условий путем создания виртуальных моделей излучателей и среды распространения лучей, в связи с чем могут возникать неточности результатов.

Целью данной работы является сравнение теоретически рассчитанных глубинных распределений дозы рентгеновского излучения в водном и твердотельном фантомах с экспериментальными значениями тех же величин.

В рамках работы проведено моделирование взаимодействия рентгеновского излучения в водном и твердотельном фантомах в программном пакете «Компьютерная лаборатория (PCLab)», позволяющем

проводить моделирование для различных характеристик источника, поглотителя и детектора [2]. Также был проведен эксперимент по взаимодействию рентгеновского пучка в данных фантомах. На основе теоретических и экспериментальных данных были построены глубинные распределения поглощенной дозы рентгеновского излучения в тестовых объектах.

Итогом работы стало сравнение теоретически рассчитанных и экспериментальных глубинных распределений доз рентгеновского излучения в водном и твердотельном фантомах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Линденбратен Л.Д., Лясс Ф.М. Медицинская радиология. – М.: Книга по требованию, 1986. – 385 с.
2. Беспалов В.И. Компьютерная лаборатория (версия 9.6). – М.: ТПУ, 2015. – 115 с.

РАСЧЕТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТОРИЙСОДЕРЖАЩЕГО ТОПЛИВА В СПЕКТРЕ ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ ЛЕГКОВОДНОЙ ЛЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

А.И. Зорькин, С.В. Беденко, В.В. Кнышев, О.А. Украинец

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: aiz4@tpu.ru

Актуальность данной темы, главным образом, заключается в вовлечении тория в уран-ториевый топливный цикл.

В последнее время становится очевидным, что ядерная энергетика является одной из приоритетных составляющих общемировой энергетики. В настоящее время ее основой является один из радиоактивных элементов – уран. Однако стратегия развития ядерной энергетики, как в России, так и рубежом, предусматривает введение ядерного топливного цикла на основе плутония и тория. Основная ценность их состоит в том, что они могут служить источником пополнения запасов вторичного ядерного горючего [1]. В работе представлены результаты, свидетельствующие о преимуществах Th^{232} как воспроизводящего нуклида по сравнению с U^{238} в составе ядерного топлива реакторных установок нового поколения.

В данной работе все расчеты произведены с помощью программного пакета MCU, осуществляющие расчет в диффузионном приближении и методами Монте-Карло. Метод Монте-Карло – наиболее универсальный метод, применяемый для расчёта переноса излучений. Как правило, программы, реализующие метод Монте-Карло, позволяют моделировать трёхмерные системы с произвольной геометрией, используя комбинаторный подход, основанный на описании сложных пространственных форм комбинациями простых тел или поверхностей с помощью теоретико-множественных операций пересечения, дополнения и объединения [2].

Целью данной работы является сравнение таких нейтронно-физических параметров как: кампания реактора, количество накопившихся минорных актиноидов в процессе кампании для торийсодержащего топлива и UO_2 соответственно.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шаманин И. В., Беденко С. В., Годовых А. В. Влияние тонкой структуры резонансной области поглощения нейтронов ядрами ^{232}Th и ^{238}U на эффективность использования ядерного топлива // Известия вузов. Физика. - 2012 - Т. 55 - №. 11/2 - С. 367-372
2. Гуревич М.И. Расчет переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCU5 [Текст]: Учебное пособие. М.: НИЯУ МИФИ. – 154 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ КЛИНИЧЕСКОЙ ПРИМЕНИМОСТИ ПЛОСКОПАРАЛЛЕЛЬНОЙ ИОНИЗАЦИОННОЙ КАМЕРЫ PPC40 ДЛЯ ОРТОВОЛЬТНОГО РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

С.А. Кадочникова, А.А. Баулин, Е.С. Сухих

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: s.kadochnikova07@gmail.com

Согласно международному протоколу [1] в клинической дозиметрии ионизационные камеры являются «золотым стандартом» в измерении поглощённой дозы в воздухе и в воде. Наибольшую популярность в использовании получили цилиндрические (считается вторым эталоном дозиметрии) и плоскопараллельные камеры. Главным преимуществом плоскопараллельной камеры перед цилиндрической является высокая точность измерения поглощенной дозы в приповерхностных слоях материала.

Ортовольтное рентгеновское излучение (100 – 300) кэВ используют для лечения поверхностных опухолей, и, в частности, для разработки нового метода лечения – фотон-захватной терапии. Это лечение злокачественных опухолей с помощью лучевой терапии с добавлением дозодополняющего агента - частиц тяжелых металлов. Метод основан на взаимодействии фотонов с тяжелыми веществами, что позволяет увеличить дозу в опухоли, уменьшая дозу для окружающих тканей.

Целью данной работы является подтверждение возможности применимости плоскопараллельной камеры, предназначенной для дозиметрии электронных пучков с энергиями 2-50 МэВ, для ортовольтного рентгеновского излучения.

Для подтверждения гипотезы были проведены эксперименты по глубинному распределению дозы внутри водного фантома. В работе использовались две ионизационные камеры: цилиндрическая камера FC65-G с энергетическим диапазоном энергий рентгеновского излучения 70-280 кэВ [2] и плоскопараллельная камера PPC40 с энергетическим диапазоном энергий электронных пучков выше 2 МэВ [3]. Измерения проводились в водном фантоме для обеих камер при одинаковом расстоянии источник-поверхность (РИП) и для всех возможных размеров полей. Ионизационные камеры облучались при напряжениях: 100, 120, 150, 180, 200, 250, 300 кВ.

Были построены сравнительные графики зависимости коэффициентов качества пучка, полученных в результате моделирования и в результате измерений, от напряжения рентгеновской трубки и от размера поля. Смоделированные и измеренные значения отличаются менее, чем на 3%.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. МАГТЭ Определение поглощенной дозы при дистанционной лучевой терапии: международные практические рекомендации по дозиметрии, основанные на эталонах единицы поглощенной дозы в воде // Серия технических докладов №398. – Вена, 2004.
2. User's Guide: «The Farmer Type Chamber FC65-G». – Scanditronix, 2008.
3. User's Guide: «The Parallel Plate Chamber PPC40». – Scanditronix, 2007.

СОВМЕСТНАЯ ПЛАЗМЕННАЯ ОБРАБОТКА ВОДНО-СОЛЕВЫХ И ОРГАНИЧЕСКИХ ОТХОДОВ ПОСЛЕ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

А.А. Каренгин, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: kiros@tpu.ru

Основой технологии переработки ОЯТ на радиохимических заводах является PUREX-процесс, в котором экстракцию урана и плутония из водно-хвостовых растворов осуществляют трибутилфосфатом с использованием различных органических разбавителей (керосин, очищенные углеводороды и др.), которые под действием облучения теряют свою эффективность и превращаются в горючие отходы переработки ОЯТ (ГОП ОЯТ), для которых до сих пор нет эффективных технологий переработки кроме захоронения в глубоко залегающие пласты-коллекторы [1,2].

Оставшиеся после первого экстракционного цикла без урана и плутония водно-солевые отходы переработки ОЯТ (ОП ОЯТ), включающие продукты деления изотопа урана-235, изотопы плутония и ряд ценных металлов (РЗЭ, платиноиды), выпаривают, добавляют химические реагенты (силикаты, фосфаты, бораты) и направляют на операцию остекловывания с последующим захоронением [2,3]. К недостаткам применяемых технологий следует отнести многостадийность, необходимость в химических реагентах, высокие энерго- и трудозатраты.

Значительное снижение энергозатрат может быть достигнуто при совместной плазменной обработке ОП ОЯТ и ГОП ОЯТ в виде водно-солеорганических композиций (ВСОК) [4].

В работе представлены результаты теоретических и экспериментальных исследований процесса совместной обработки ОП ОЯТ и ГОП ОЯТ в воздушно-плазменном потоке в виде диспергированных ВСОК, обеспечивающие не только существенное снижение затрат электроэнергии на совместную плазменную обработку отходов (до 0,1 МВт·ч/т), но и дополнительное получение тепловой энергии (до 2,0 МВт·ч/т) для технологических нужд.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии и оборудования для энергоэффективной совместной плазменной обработки ОП ОЯТ и ГОП ОЯТ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рябчиков Б.Е. Очистка жидких радиоактивных отходов. – М.: ДеЛи принт, 2008. – 512 с.
2. Кулагин В.А., Кулагина Т.А., Матюшенко А.И. Переработка отработавшего ядерного топлива и обращение с радиоактивными отходами // Journal of Siberian Federal University. Engineering and Technologies. 2013. – №6. – С. 123-149.
3. Туманов Ю.Н. Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле. – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2003. – 760 с.
4. Karengin A. G., Karengin A. A., Novoselov I. Y., Tundeshev N. V. Calculation and Optimization of Plasma Utilization Process of Inflammable Wastes after Spent Nuclear Fuel Recycling // Advanced Materials Research. – 2014. – Vol. 1040. – P. 433–436.

НАПРЯЖЕНИЯ В МИКРОТОПЛИВЕ РЕАКТОРА В СПЕКТРЕ ЭПИТЕПЛОВЫМ НЕЙТРОНОВ

С.В. Беденко, В.В. Кнышев, А.И. Зорькин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vyk28@tpu.ru

На сегодняшний день изучается возможность и целесообразность создания микротоплива (МТ) с кернами из оксида плутония, оксида урана, МОХ топлива, торий-содержащего топлива и других его видов. Применение торий-содержащего топлива может решить сложные задачи, в области повышения эффективности ядерной энергетики, так и проблем обращения с ОЯТ.

К настоящему времени опубликовано достаточно большое количество работ по исследованию МТ. Известно, что достижение больших выгораний в МТ представляет собой весьма сложную техническую

проблему [1-2], а повышение эффективности использования ядерного топлива и достижение сверхвысоких глубин выгорания существенно усложняет данную проблему.

В данной работе представлен топливный элемент, позволяющий существенно повысить эксплуатационную надежность МТ с покрытием BISO, за счет применяемых материалов, технологий его изготовления и конфигурации [3-4]. Предлагаемая топливная таблетка (ТТ) позволяет существенным образом повысить эффективность использования ядерного горючего. Рассмотренные покрытия микротоплива типа BISO в сравнение с существующими покрытиями типа TRISO имеют высокую эффективность удержания ГПД и компенсации распухания ТТ [3-4]. Приведены результаты компенсации напряжений, создаваемое продуктами деления при высоких и сверх высоких глубинах выгорания, в микротопливе [4]. В исследовании используются специализированные расчетные математические модели с подготовкой расчетных нейтронно-физических констант [5].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ponomarev-Stepnoy, N.N., Makarov, V.M., Ivanov, A.S., Belov, I.A., Rusinkevich, A.A., Lindemer, T., McEachern, D., Razvi, J. Evaluation of the thermodynamics of deep burnup HTGR fuel with plutonium kernels // Proceedings of the 4th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, HTR 2008 Vol. 1, 2009, P. 257-262
2. Ivanov, A.S., Rusinkevich, A.A. The kinetics of fission products release from microfuel taking into account the trapped fraction and limited solubility effects // Nuclear Engineering and Design Vol. 306, 2016, P. 47-51
3. Shamanin I, Chertkov Y, Bedenko S, Gubaydulin I 2015 Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design Adv. in Mater. Science and Eng. 2015 1–8
4. Shamanin I. V. , Grachev V. M. , Knyshev V. V. , Bedenko S. V. , Novikova N. G. Calculation evaluation of multiplying properties of LWR with thorium fuel // Journal of Physics: Conference Series. - 2017 - Vol. 781, Article number 012030. - p. 1-6
5. Bedenko S. V. , Jeremiah J. J. , Knyshev V. V. , Shamanin I. V. Analysis constants for database of neutron nuclear data // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. - 2016 - Vol. 135, Article number 012004. - p. 1-6.

ВЛИЯНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ В СТАРТОВОЙ ЗАГРУЗКЕ НА ЗНАЧЕНИЕ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ БН-800

П.А. Комаров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

e-mail:pak6@tpu.ru

Сегодня ядерная энергетика остается одним из самых перспективных и чистых источников энергии. Однако, несмотря на неоспоримые преимущества, в ядерной энергетике существуют и проблемы, одной из которых является проблема обращения, переработки и хранения облученного ядерного топлива.

В свою очередь, энергоблоки на быстрых нейтронах призваны существенно расширить топливную базу атомной энергетике и минимизировать радиоактивные отходы за счёт организации замкнутого ядерного топливного цикла. Наиболее актуальна на сегодняшний день концепция реактора БН-800 находящегося на площадке Белоярской АЭС.

В работе проведена оценка изменения нуклидного состава топлива. Определено, что кампания ядерного топлива составляет 600 эффективных суток, а выгорание ядерного топлива составляет 67 МВт·сут/кг, что подтверждается данными, представленными в работе [1] (максимальная проектная глубина выгорания 66 МВт·сут/кг). Помимо расчета изменения нуклидного состава топлива для стандартной загрузки, произведен аналогичный расчет для альтернативных загрузок, приведенных в работе [2]. Результаты расчета показывают

(рисунок 1), что изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов для различных загрузок топлива на начало кампании (1,18...1,4) оказывает слабое влияние на значение глубины выгорания ядерного топлива (61,1...69,3 МВт·сут/кг).

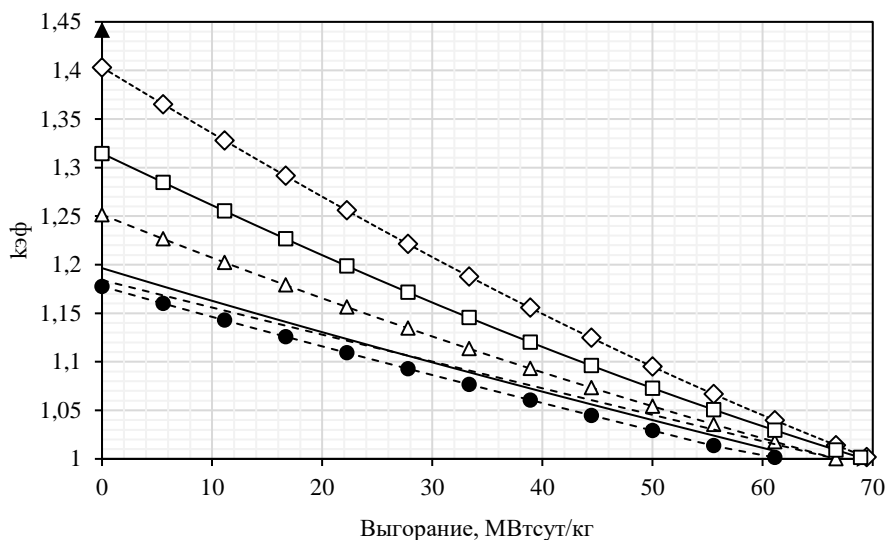


Рисунок 4.8 – Изменение кэф при выгорании топлива для различных загрузок:
 — Базовый 1; - - - Базовый 2; - · - · Отн. Чист. Pu-239; — ВВЭР без выдержки;
 - · - · ВВЭР 60 лет; - - - БН

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ошканов Н.Н., Носиков Ю.В., Баканов М.В., Леонтьев Н.П., Карпенко А.И. О сооружении энергоблока №4 Белоярской АЭС с реактором БН-800.// Известия ВУЗов, ядерная энергетика, 2005 г. – 10-12 с.
2. Каграманян В.С., Крячко М.В. Эквивалентирование изотопов плутония для расчета баланса топлива и характера изменения реактивности в быстром реакторе.// ВАНТ.Серия: Ядерно-реакторные константы, 2015г – 5-17 с.

ИЗМЕРЕНИЕ ГЛУБИННЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ДОЗ КЛИНИЧЕСКОГО ПУЧКА ЭЛЕКТРОНОВ В HIPS ПЛАСТИКЕ

А.А. Красных, И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: angelina12021993@gmail.com

На сегодняшний день пучки электронов нашли широкое применение в медицинской практике [1]. При проведении курса лучевой терапии к форме полей и их характеристикам предъявляются очень высокие требования в связи с возможными последствиями лечения. Для формирования клинического пучка электронов используют сложную систему металлических фольг и коллиматоров. Такой подход имеет основной недостаток в том, что не учитывает анатомические особенности пациента. В связи с чем, существует необходимость в разработке метода для формирования пучка сложной формы, который позволит повысить эффективность лечения онкологических заболеваний и уменьшить негативные последствия лучевой терапии. Метод формирования электронных пучков путем создания фильтрующих элементов из пластиков технологиями послойного наплавления был предложен в работах [2-4].

Целью данной работы стало проведение экспериментальных исследований и обработка полученных результатов по формированию клинического пучка электронов тестовым образцом, изготовленным методом послойного наплавления из HIPS пластика.

В рамках данной работы были теоретически рассчитаны глубинные распределения доз электронов с энергиями 6, 12 и 18 МэВ в HIPS пластике. В ходе экспериментальных исследований в качестве источника пучка электронов медицинского назначения был использован клинический ускоритель Siemens "Oncor", в качестве детектора – рентгенографические пленки ЕВТЗ. Были обработаны экспериментально полученные данные и проведен сравнительный анализ между ними и теоретически рассчитанными глубинными распределениями доз электронов в HIPS пластике.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Климанов В. А. Физика ядерной медицины. – 2012.
2. Cherepennikov Y. M. , Stuchebrov S. G. , Danilova I. B. , Miloichikova I. A. Method of forming profiles of arbitrary electron beams // Radiation from Relativistic Electrons in Periodic Structures (RREPS-15): Book of Abstracts of XI International Symposium, Saint Petersburg, September 6-11, 2015. - Tomsk: TPU Publishing House, 2015 - p. 47
3. Miloichikova I. A. , Stuchebrov S. G. , Danilova I. B. , Naumenko G. A. Simulation of the microtron electron beam profile formation using flattening filters // Physics of Particles and Nuclei Letters. - 2016 - Vol. 13 - №. 7. - p. 890-892
4. Miloychikova I. A. , Krasnykh A. A. , Danilova I. B. , Stuchebrov S. G. , Kudrina V. A. Formation of electron beam fields with 3D printed filters // AIP Conference Proceedings. - 2016 - Vol. 1772, Article number 060018. - p. 1-7

МОНИТОРИНГ ДОЗЫ ТЕРАПЕВТИЧЕСКОГО ПУЧКА ПРИ ПРОВЕДЕНИИ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ НА БАЗЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

С.И. Крылов, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: sik5@tpu.ru

Нейтрон-захватная терапия «НЗТ» с использованием борсодержащих препаратов является одним из наиболее сложных методов лечения рака. Было обнаружено, что В-10 эффективно поглощает эпитепловые нейтроны. Сразу же после захвата нейтрона ядро В-10 становится В-11, которое сразу распадается на ядро Li и альфа-частицу. Главной задачей при выполнении НЗТ является достижение необходимого терапевтического эффекта с минимальным повреждением здоровых клеток при облучении. Особенностью метода является селективное воздействие на клетки опухоли заряженными частицами с высокой биологической эффективностью. Именно альфа-частица с невысоким пробегом в биологической ткани «порядка 8-12 мкм» повреждает опухолевые клетки, не затрагивая здоровые. Эффективность использования нейтронов ограничена малой глубиной и может простираться до 8-10 см., поэтому недостаточна для терапии глубоко расположенных опухолей. С учетом этого, клинические исследования показали, что НЗТ позволяет лечить глиобластомы мозга и метастазы меланомы [1].

Большинство установок, используемых в настоящее время для НЗТ, представляют собой исследовательские реакторы, которые были модифицированы для этого применения. Разрабатываются также источники нейтронов на базе различных ускорителей заряженных частиц. На базе Томского исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т разрабатывается экспериментальная установка нейтрон-

захватной терапии онкологических заболеваний человека. Отработка технологий будет включать путь от формирования нейтронного пучка до разработки методологии облучения.

Существует ряд требований для установки НЗТ, разработанные организацией МАГАТЭ. Это связано с тем, что пучок включает в себя вклад быстрых, надтепловых и тепловых нейтронов, а также гамма-излучение от источника нейтронов и от захвата и рассеяния нейтронов. Поэтому требуется тщательный анализ различных компонентов поля излучения. Контроль облучения пациента будет включать в себя калибровку пучка нейтронов, а также поддержание стабильности пучка в процессе облучения. Один из факторов, который может вызвать изменения характеристик пучка нейтронов в реакторе, является колебания уровня мощности. Система мониторинга должна отслеживать мгновенные изменения плотности потока нейтронов, положение и геометрию пучка, вычислять общую дозу от гамма-излучения, и иметь способность автоматически закрывать пучок, когда достигается требуемая доза облучения или когда возникает чрезвычайная ситуация [2].

Таким образом, детекторы системы мониторинга выбираются так, чтобы они были нечувствительны к компонентам излучения, которые не измеряются ими непосредственно.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Barth R. F. et al. Boron neutron capture therapy of cancer: current status and future prospects //Clinical Cancer Research. – 2005. – Т. 11. – №. 11. – С. 3987-4002.
2. Sauerwein W. A. G. et al. (ed.). Neutron capture therapy: principles and applications. – Springer Science & Business Media, 2012.

ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ПОВЫШЕНИЮ ВЫХОДА РЕАКЦИИ СИНТЕЗА ^{18}F -ФДГ

А.В. Кулаков, Е.Т. Чакрова

Институт ядерной физики,

Казахстан, г. Алматы, ул. Ибрагимова, 1, 050032

E-mail: kulakov@inp.kz

^{18}F -фтордезоксиглюкоза (^{18}F -ФДГ) является широкоиспользуемым радиофармацевтическим препаратом (РФП) для диагностики методом позитронно-эмиссионной томографии (ПЭТ). ПЭТ с ^{18}F -ФДГ используется для диагностики, оценки распространенности и динамического наблюдения опухолей молочной железы, колоректального рака, рака пищевода, рака легких, лимфом, опухолей головы и шеи, меланомы и ряда других онкологических заболеваний.

В институте ядерной физики проводятся эксперименты по отработке оптимального режима наработки изотопа ^{18}F по реакции $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$ на циклотроне Cyclone 30 и выбору оптимальных условий для увеличения выхода ^{18}F -ФДГ на полуавтоматизированном модуле синтеза Synthra RN Plus .

В работе представлены результаты экспериментов по увеличению выхода синтеза ^{18}F -ФДГ. В ходе эксперимента были проведены опытные синтезы на двух разных модулях: автоматическом и полуавтоматическом. Основным критерием являлся выход реакции синтеза ^{18}F -ФДГ с учетом распада основного продукта. Для расчета выхода измерялась активность облученной мишени, а также активность готового продукта с помощью доз калибратора. Для повышения выхода реакции синтеза на полуавтоматическом модуле было увеличено время реакции фторирования на 25%. При этом выход готового продукта увеличился на 20 %.

РАСЧЕТ ХАРАКТЕРИСТИК НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ С КЕРАМИЧЕСКИМ ЯДЕРНЫМ МАТЕРИАЛОМ

И.О. Луцик, С.В. Беденко, О.А. Украинец

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: iol4@tpu.ru

Существует два подхода к моделированию переноса нейтронов в среде: стохастический и детерминистический. В рамках стохастического подхода реализуется метод Монте-Карло, основанный на розыгрыше вероятностей взаимодействия нейтронов. Высокая точность данного метода достигается за счет создания трехмерной геометрии, имитирующей объект и моделированию реального переноса нейтронов, что требует огромных вычислительных ресурсов. В рамках детерминистического подхода реализуются алгоритмы на основе групповых и подгрупповых методов решения уравнения переноса нейтронов, которые не требуют больших вычислительных мощностей и при выполнении ряда условий дают достаточно точное решение.

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.

Такая задача может быть решена в специальных программах – SOURCE-4C, NEDIS-2m. Нами же эта задача решена путем аппроксимации обширного перечня экспериментальных данных, имеющихся в библиотеках ядерных данных EXFOR и ENDSF (см. рисунок 1), а искомые функционалы ($\Phi(r, E)$, k_{eff}) получены путем решения уравнения переноса нейтронов в диффузионном 28-ми групповом приближении итерационным методом. Расчет проведен для подкритической системы в виде сферы, состоящей из 5,65 кг $Pu^{238}O_2$.

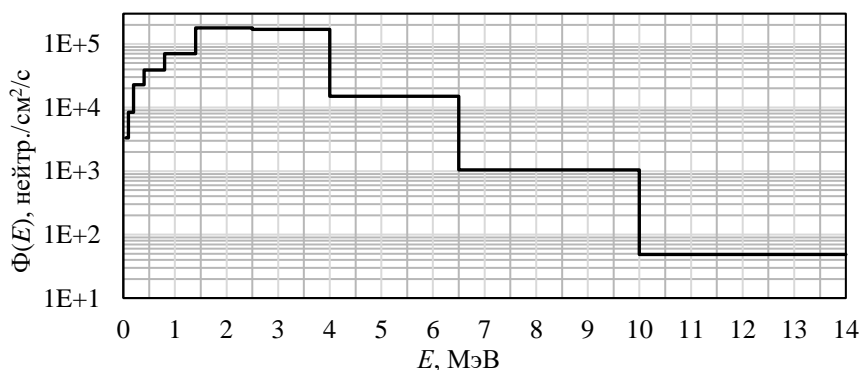


Рисунок 1. Спектр плотности потока нейтронов сферы $Pu^{238}O_2$ массой 5,65 кг

Результаты с хорошей точностью согласуются с результатами, полученными в программах ANISN, MCNP (JENDL-3.2.) и SCALE-4.3 (KENO-V.a, ENDF/B-V). Используемый подход является более экономным с точки зрения вычислительных затрат и затрат по хранению банка ядерных данных, может использоваться для разного круга практических задач, связанных с облученным ядерным топливом.

ВЫБОР ОПТИМАЛЬНЫХ ПАРАМЕТРОВ ПРОИЗВОДСТВА КЕРАМИЧЕСКОГО МОКС-ТОПЛИВА

М.С. Малышев, В.А. Карелин, К.А. Кобелева

Научный руководитель – д.т.н., профессор В.А. Карелин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E mail: malyshev.ms.work@yandex.ru

Керамическое МОКС-топливо (от англ. Mixed oxide) представляет собой смесь оксидов PuO_2 и UO_2 и в настоящее время является одним из самых перспективных видов топлива для ядерных реакторов, поскольку выделение энергии при распаде 1 грамма плутония эквивалентно энергии, выделенной при распаде 100 грамм извлеченного из ОЯТ урана, энергии выделяющейся при сжигании 1500–3000 кубометров природного газа, 2–4 тонн угля или 1 тонны нефти. Также использование МОКС-топлива позволяет сократить накопление плутония получая его переработкой ОЯТ, что также сократит объем высокоактивных и опасных радиоактивных отходов.

Для проведения исследования в данной работе используется метод механического смешения и совместный размол порошков PuO_2 и UO_2 .

Целью работы является определение параметров производства таблеточного МОКС-топлива, на каждом этапе технологической цепочки, для получения необходимых свойств готовой продукции (спеченной МОКС-таблетки) (плотность, пористость, гомогенность распределения металлов, однородность образовавшихся твердых растворов).

В данной работе проводились исследования по влиянию общего времени вихревого размала смеси порошков диоксидов урана и плутония на насыпную плотность измельченной смеси при прочих равных условиях: соотношение масс порошков в смеси, общая масса навески порошков, частота магнитного поля аппарата вихревого размала.

Для смешения и одновременного размала порошков используется электромагнитный аппарат вихревого размала, где в магнитном поле порошки измельчаются ферромагнитными иглами, причем материал, из которого изготовлены иглы и реакционный стакан, должен минимизировать попадание частиц металла в основную смесь. Обработка смеси производилась в магнитном поле частотой 50 Гц, причем общее время обработки складывается из нескольких циклов для устранения перегрева основной смеси и аппарата ВР.

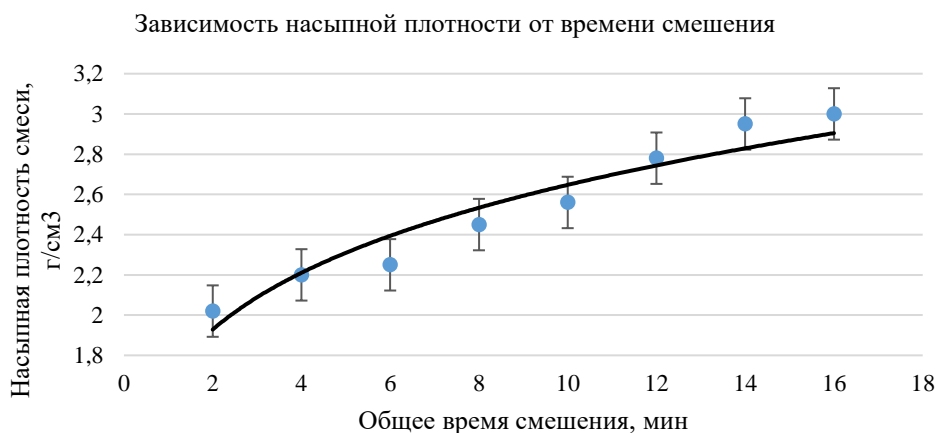


Рисунок. 1 Зависимость насыпной плотности от времени смешения порошков

В результате получения экспериментальных данных видно, что насыпная плотность имеет практически прямую зависимость от времени смешения, но при времени обработки больше 14 минут плотность практически

прекращает изменяться, в конечном итоге перестает зависеть от времени, это обуславливается достижением минимально возможного размера частиц смеси.

Также при длительной обработке смеси возможно уплотнение смеси в результате перегрева, при этом порошок начинает «прилипать» к стенкам реакционного стакана и к иглам, что пагубно влияет на характеристики основной смеси.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Котельников Р. Б., Башлыков С. Н., Каштанов А. И., Меньшикова Т. С. Высокотемпературное ядерное топливо. М. : Атомиздат, 1978.
2. Жиганов А.Н. и др. Технология диоксида урана для керамического ядерного топлива. Томск: SST, 2002. С. 61-91.

ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МЕТАЛЛ-ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ «W-UO₂»

О. Мендоса, И.Ю. Новоселов, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: kiros@tpu.ru

У современной атомной энергетики, использующей оксидное ядерное топливо (ЯТ) в реакторах на тепловых нейтронах в виде керамики из диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, наряду с достоинствами есть и существенные недостатки [1]: низкая теплопроводность; высокая хрупкость и склонность к растрескиванию; короткий цикл использования; ограниченный ресурс изотопа уран-235.

Одним из перспективных направлений дальнейшего развития атомной энергетики является создание реакторных установок с использованием дисперсионного ЯТ, которое характеризуется отсутствием прямых контактов между частицами топлива благодаря их равномерному распределению в матрице и обладает следующими преимуществами [2]: высокие теплопроводность и механические свойства; высокое «выгорание» делящихся материалов; высокая радиационная стойкость и прочность, обеспечивающая геометрическую стабильность ТВЭЛ; локализация продуктов деления в гранулах..

В работе представлены результаты термодинамического моделирования процесса синтеза металл-оксидных композиций (МОК) «W-UO₂» в различных плазменных теплоносителях (воздух, водород). Для расчета коэффициента теплопроводности λ композиционного материала в виде МОК использовалась элементарная ячейка (рис. 1), состоящая из блока матрицы 1 и блока включения 2.

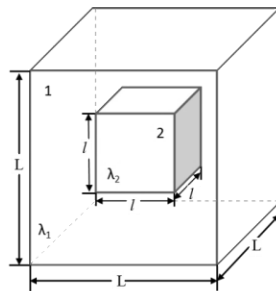


Рисунок. 1. Элементарная ячейка металл-оксидной композиции «W-UO₂»: блок 1 – матрица (W), блок 2 – включение (UO₂)

Расчёт коэффициентов теплопроводности λ проведен для МОК «30 % W-70 % UO₂» (L=100 мкм, l=70 мкм) и «50 % W-50 % UO₂» (L=100 мкм, l=50 мкм) при температурах 273-1073 К с интервалом в 200 К. Проведено сравнение расчетных и экспериментальных данных.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии плазмохимического синтеза различных по составу гомогенных металл-оксидных композиций «W-UO₂», а также для оценки и прогнозирования теплофизических свойств композиционных материалов на их основе для дисперсионного ядерного топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Р.Б. Котельников и др. Высокотемпературное ядерное топливо. М.: Атомиздат, 1978. – 432 с.
2. Алексеев С. В. Дисперсионное ядерное топливо. Москва: Техносфера, 2015. – 248 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТЫ КРИСТАЛЛИЗАТОРА ПРИ ИЗМЕНЕНИИ УРОВНЯ РАСТВОРА В ЗОНЕ КРИСТАЛЛИЗАЦИИ

И.С. Надеждин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: kun9@list.ru

В настоящее время актуальной проблемой переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) является получение целевого продукта высокой чистоты, с целью его повторного использования в ядерном топливном цикле. На данный момент наиболее распространенным способом переработки ОЯТ является PUREX процесс. Однако данный метод обладает рядом недостатков, таких как: деградация раствора вследствие гидролиза и радиолиза; крупные размеры необходимых емкостей и большой объем реагентов; генерация высокоактивных отходов и отвалов оксида плутония. Применение кристаллизации для переработки ОЯТ позволит получить целевой продукт требуемой чистоты, превышающей возможности PUREX процесса [1]. Для выращивания кристаллов гексагидрата нитрата уранила и проведения процессов кристаллизации необходимо проведение целого ряда исследований в данной области. Однако, высокая радиоактивность ОЯТ ограничивает возможность проведения прямых экспериментов по его переработке в виду необходимости организации высокого уровня биологической защиты оборудования и людей, работающих с экспериментальной установкой, а также обеспечения установки автоматическими системами аварийной защиты и управления, необходимыми для дистанционного и оперативного контроля над протеканием процесса.

Выходом из данной ситуации является осуществление виртуального эксперимента протекания процесса кристаллизации. При этом появляется возможность оценки качества конечного продукта и производительности метода. Для проведения адекватного виртуального эксперимента, с помощью модели процесса кристаллизации, необходимо учитывать влияние вспомогательных систем линейного кристаллизатора на процессы, протекающие в нем. Одной из таких систем является система питания линейного кристаллизатора.

В данной работе представлены математические модели линейного кристаллизатора и поршневого дозатора. Используя разработанные математические модели разработан алгоритм управления дозаторами линейного кристаллизатора. В результате моделирования показаны проблемы контроля уровня маточного раствора в зоне кристаллизации. Кроме того, представлены новые результаты, направленные на освещение проблем чувствительности процесса кристаллизации к уровню маточного раствора в зоне кристаллизации.

Используя разработанную математическую модель и систему управления кристаллизатором сформированы рекомендации с целью оптимизации процесса при проектировании и наладке оборудования.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Lindenberg C., Krättli M., Cornel J., Mazzoti M., Brozio J. Design and optimization of a combined cooling/antisolvent crystallization process // Crystal Growth and Design. – 2009. – 9. – P.1124-1136.

РАЗРАБОТКА МАКЕТА ПОРТАТИВНОГО СЦИНТИЛЛЯЦИОННОГО ДЕТЕКТОРА НА ОСНОВЕ PIN-ДИОДА

Т. Г. Никишкин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: tgn1@tpu.ru

Одним из наиболее распространённых типов детекторов, являются детекторы на базе сцинтилляционных материалов, в основу которых положено преобразование энергии частиц в энергию пропорциональных световых вспышек с определенным спектром высвечивания и последующей регистрации фотонов фотоприёмником. Интерес к сцинтилляционным детекторам связан с их высокой эффективностью и удовлетворительной разрешающей способностью при относительной простоте устройства. Именно поэтому методы спектрометрии, построенные на основе сцинтилляционного принципа регистрации, всё ещё сохраняют значительный потенциал для своего совершенствования.

При разработке сцинтилляционного детектора существенным является вопрос выбора типа фотоприёмника применительно к решаемым задачам. В настоящее время в качестве альтернативы фотоэлектронным умножителям рассматриваются и изучаются PIN-диоды, лавинные фотодиоды и микропиксельные лавинные фотодиоды.

Работа направлена на исследование характеристик и исследование возможности применения кремниевого PIN-диода в качестве фотоприёмника для портативного сцинтилляционного детектора. Оценена возможность применения такого детектора в различных прикладных задачах регистрации ионизирующего излучения.

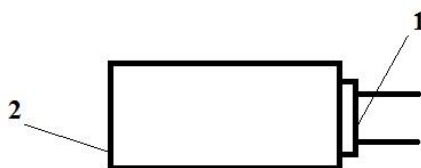


Рисунок 1. Сборка сцинтиллятора и фотодиода: 1 – фотодиод, 2 – сцинтиллятор

По результатам работы был разработан макет портативного сцинтилляционного детектора гамма-излучения, у которого в качестве фотоприёмника использовался кремниевый PIN-диод. Также проведены различные эксперименты по использованию такого детектора в качестве регистратора ионизирующего излучения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шумаков А.В., Свиридов А.С., Колесников С.В. Современные детекторы для радиационных мониторов // Атомная энергия. – 2011. – Т.110. – Вып. 3.

2. V.D. Kovalchouk, G.J. Lolos, Z. Papandreou, K. Wolbaum. Comparison of a silicon photomultiplier to a traditional vacuum photomultiplier // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A, 408-415 pp. – 2005. – 538 p.
3. Хоровиц П., Хилл У. Искусство схемотехники: Пер. с англ. – Изд. 6-е. – М.: Мир, 2003. – 704с.,
4. Electronic equipment repair centre – [Электронный ресурс], Открытый доступ: <https://electromedical.blogspot.ru/2015/05/radiation-detector-for-gamma-rays.html>

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИНДЕКСОВ ХАУНСФИЛДА ТЕСТОВЫХ ОБРАЗЦОВ, ИЗГОТОВЛЕННЫХ МЕТОДОМ ПОСЛОЙНОГО НАПЛАВЛЕНИЯ

М.А. Переверзева, И.А. Милойчикова, А.А. Красных

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: marinapereverzeva1994@gmail.com

Применение ионизирующего излучения получило широкое распространение в современной медицине. Существующие методики позволяют проводить высокоточную диагностику широкого круга заболеваний, а так же применять излучение для терапевтических задач. Однако влияние излучения на ткани имеет и негативные последствия. В связи с этим существует необходимость точного контроля дозы, полученной органами пациентов. Для этого необходимо иметь набор методик, позволяющий контролировать характеристики излучателей.

Часто для этих целей используются фантомы – тестовые образцы, имитирующие ткани или органы человека. Такие изделия изготавливаются из материалов, имеющих точно заданные характеристики взаимодействия излучения с веществом.

Эффективными для изготовления фантомов могут быть методы, основанные на применении устройств быстрого прототипирования. В силу того, что наиболее часто применяющимися материалами для изготовления фантомов являются пластики, особенно перспективным может быть метод послойного наплавления пластиков. Кроме того такая технология получила наибольшее распространение для задач трехмерной печати, и является наиболее экономически целесообразной.

Дополнительным преимуществом использования устройств послойного наплавления может стать применение пластиков с заданными характеристиками их взаимодействия с излучением. Для рентгеновского излучения, наиболее часто применимой в медицине, является шкала Хаунсфилда, характеризующая степень ослабления рентгеновского излучения в материале.

Ранее авторами уже были созданы смеси пластиков с металлическими мелкодисперсными порошками, в целях изменения их плотности [1]. Из полученных смесей были изготовлены монолитные образцы, а также филаменты – пластиковые нити, предназначенные для печати в устройствах быстрого прототипирования, из которых были напечатаны тестовые образцы. Целью данной работы является измерение индексов Хаунсфилда полученных материалов и изделий из них, изготовленных при помощи технологии послойного наплавления. Для этого использовался медицинский томограф Siemens SOMATOM Emotion и набор калибровочных образцов. Полученные результаты позволяют определить точное соотношение количества металлической примеси в пластике с индексами Хаунсфилда, итогового материала, а также значения индексов напечатанных из них изделий.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Stuchebrov S. G. , Miloychikova I. A. , Kudrina V. A. , Melnikov A. L. , Pereverzeva M. A. The development of materials for a practical use in additive technologies with specified Hounsfield indexes for the creation of individual radiotherapy phantoms // European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging. - 2016 - Vol. 43, Supplement 1. - p. 411 [981011-2016]

ВЛИЯНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ОБРАБОТКИ НА СВОЙСТВА ЭПОКСИДНЫХ КОМПОЗИТОВ, НАПОЛНЕННЫХ ПРИРОДНЫМ ЦЕОЛИТОМ

А.Е. Пронина, Т.В. Мельникова, О.Б. Назаренко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: i@tpu.ru

Эпоксидные смолы обладают хорошими адгезионными свойствами, высокой стойкостью к механическим и химическим воздействиям. Благодаря этому комплексу свойств они широко используются в атомной промышленности в качестве заливочных компаундов, клеев, изоляции, для производства защитных покрытий оборудования, наливных полимерных полов [1, 2]. Для улучшения комплекса функциональных характеристик в эпоксидные смолы вводятся различные наполнители. Ранее было показано, что использование природного цеолита в сочетании с борной кислотой в качестве наполнителей эпоксидных полимеров привело к заметному улучшению термической стабильности, а также физико-механических характеристик композиционных материалов [3].

Под воздействием ионизирующих излучений полимерные материалы ухудшают свои функциональные свойства, становятся хрупкими [4]. В данной работе проведено исследование влияния радиационной обработки на свойства эпоксидных композитов, наполненных природным цеолитом.

На основе эпоксидной смолы ЭД-20 и отвердителя ПЭПА были приготовлены образцы без наполнителя и наполненные природным цеолитом (20 мас. %). Механические характеристики и термическую стойкость образцов изучали после облучения высокоэнергетическим пучком быстрых электронов на электронном ускорителе ЭЛУ-4 дозами 30, 100 и 300 кГр. Результаты исследований показали, что характеристики эпоксидных образцов улучшаются под воздействием облучения электронами дозой до 100 кГр и ухудшаются при дальнейшем росте дозы облучения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ли Х., Невилл К. Справочное руководство по эпоксидным смолам. – М.: Энергия, 1973. – 415 с.
2. Чернин И.З., Смехов Ф.М., Жердев Ю.В. Эпоксидные полимеры и композиции. – М.: Химия, 1982. – 232 с.
3. Мельникова Т.В., Русаков Д.А., Назаренко О.Б. Термические и механические характеристики полимерных композитов на основе эпоксидной смолы и природного цеолита // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: Сборник тезисов докладов VII Междунар. научно-практической конференции. – Томск, 2015. – С. 180.
4. Радиационная стойкость органических материалов: Справочник / Под ред. Милинчука В.К., Тупикова В.И. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.

ОЦЕНКА ЗНАЧЕНИЯ СРОКА СЛУЖБЫ ГРАФИТОВЫХ БЛОКОВ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО РЕАКТОРА ГТ-МГР

Д.К. Пугачев, М.Г. Куликов, О.К. Костылев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

e-mail:dkp2@tpu.ru

Высокотемпературный модульный реактор типа ГТ-МГР является одним из претендентов среди реакторов нового поколения, удовлетворяющих требованиям развивающейся атомной энергетики. Активная зона реактора не содержит металлоконструкций и представляет собой кольцо шестигранной формы, состоящее из графитовых блоков с топливосодержащими элементами. Под действием нейтронного излучения в кристаллической структуре графита образуются точечные дефекты, которые под действием сопутствующего гамма-излучения и температуры облучения могут либо рекомбинировать, либо диффундировать к местам «стока» образуя тем самым более сложные дефекты [1].

Для определения степени сохранности эксплуатационных характеристик графита топливных блоков в работе введена величина «выработанный ресурс» (BP), которая рассчитывается как отношение накопленного флюенса повреждающих нейтронов к критическому.

Если $BP \leq 1$, то эксплуатационные характеристики графита сохраняются. При $BP > 1$ происходят необратимые изменения эксплуатационных характеристик, в первую очередь, формоизменения, а затем трещинообразования с сопутствующей деградацией теплофизических свойств.

В работе произведена оценка выработанного ресурса графитовых блоков (рисунок 1).

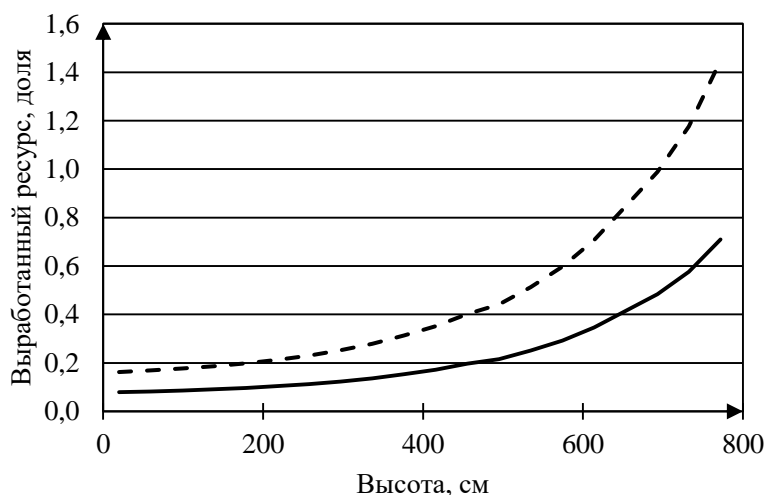


Рисунок 1 – Зависимость выработанного ресурса от высоты активной зоны для кампании равной:

--- – 1090 эфф. суток, — – 545 эфф. суток

Анализ данных показывает, что выработанный ресурс превышает значение 1 на четвертый год кампании ядерного топлива, что говорит о дальнейшей опасности использования графитовых блоков в данном участке активной зоны. Максимальное значение для второго года использования графитовых блоков составило 0,71.

В реакторе предполагается перегрузка топлива в середине кампании топлива, которая составляет 1090 эфф.суток [2], исходя из этого, в работе получена оптимальная схема перемещения графитовых блоков, позволяющая увеличить время их эксплуатации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нестеров В.Н., Шаманин И.В., Емец Е.Г., Цыганов А.А., Котляревский С.Г., Павлюк А.О. Аналитическая схема дефектообразования в кристаллической решетке графита при реакторном облучении //Известия вузов. Ядерная энергетика, 2008, - № 1. - с. 120-128.

2. Седов А.А., Фролов А.А. Расчетное исследование влияния некоторых систематических факторов на температуры топлива в сверхвысокотемпературном газовом реакторе с призматическими ТВС // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2010. – М. – № 3. – С. 80–90.

РАДИАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В ПРОИЗВОДСТВЕ ПОЛУПРОВОДНИКОВЫХ ПРИБОРОВ

А.В. Градобоев, А.В. Симонова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: ainakim297@yandex.ru

Радиационные технологии позволяют направленно управлять параметрами полупроводниковых приборов. Целью данной работы является разработка радиационных технологий, направленных на повышение радиационной стойкости и надежности светодиодов (СД).

В качестве объектов исследований выбраны промышленные СД ИК-диапазона длин волн, изготовленные на основе гетероструктур AlGaAs. Приборные характеристики СД измерялись с помощью автоматизированной установки на основе фотометрического шара до и после облучения, и на различных ступенях ускоренных испытаний. Облучение гамма-квантами кобальт-60 проводили на установке «Исследователь», а облучение нейтронами – на установке «БАРС-2». Надежность СД оценивали по результатам ступенчатых испытаний.

В результате исследования СД разработана модель надежности, которая идентична многостадийной модели радиационной стойкости, представленной ранее [1]. Установлено, что на первой стадии снижение мощности излучения происходит вследствие перестройки исходной дефектной структуры под действием эксплуатационных факторов, на второй стадии – вследствие введения новых дефектов, и на третьей стадии СД переходит в режим низкой инжекции электронов в его активную область с последующим развитием катастрофического отказа.

Установлено, что предварительное облучение гамма-квантами и быстрыми нейтронами позволяет существенно повысить радиационную стойкость СД за счет повышения радиационной стойкости омических контактов и радиационно-стимулированной перестройки исходной структуры дефектов [2]. Кроме того, предварительное облучение влияет на надежность СД [2,3]. Выбор оптимального уровня предварительного облучения СД позволяет повысить надежность омических контактов, снизить скорость снижения мощности излучения и вероятность развития катастрофических отказов.

Предложенные технологии могут быть использованы и для других типов полупроводниковых приборов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Gradoboev A. V., Orlova K. N. Radiation Model of Light Emitting Diode Based on AlGaInP Heterostructures with Multiple Quantum Wells //Advanced Materials Research. – Trans Tech Publications, 2014. – Т. 880. – С. 237-241.
2. Gradoboev A. V., Simonova A. V., Orlova K. N. Influence of irradiation by ^{60}Co gamma-quanta on reliability of IR-LEDs based upon AlGaAs heterostructures //physica status solidi (c). – 2016. – Т. 13. – №. 10-12. – С. 895-902. DOI:10.1002/pssc.201600035
3. Gradoboev A. V. et al. The fast neutron irradiation influence on the AlGaAs IR-LEDs reliability //Microelectronics Reliability. – 2016. – Т. 65. – С. 55-59. DOI:10.1016/j.microrel.2016.07.143

СРАВНЕНИЕ АЛГОРИТМОВ РАСЧЕТА ДЛЯ ТРЕХМЕРНОЙ КОНФОРМНОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ И ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ С МОДУЛЯЦИЕЙ ИНТЕНСИВНОСТИ В СИСТЕМЕ ПЛАНИРОВАНИЯ XiO ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В КЛИНИЧЕСКОЙ ПРАКТИКЕ

М.А. Синягина^{1,2}, Е.С. Сухих^{1,2}

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

² ОГАУЗ «Томский областной онкологический диспансер»,

e-mail: sin-masha@mail.ru

Для эффективного лечения злокачественных новообразований широко используется дистанционная лучевая терапия с использованием фотонного излучения мегавольтного диапазона. Начиная с марта 2015 года на базе ОГАУЗ «ТООД» проводится лучевая терапия с использованием линейного ускорителя Elekta Synergy. Это аппарат, который генерирует фотонное излучение с энергий 6 и 10 МВ, используется для проведения дистанционной лучевой терапии. На данный момент на нашем линейном ускорителе осуществляется трёхмерная конформная лучевая терапия (3DCRT) и лучевая терапия с поперечной модуляцией интенсивности (IMRT), спланированные в системе дозиметрического планирования XiO (версия 5.0).

При создании адекватных планов лечения в системе планирования XiO в клинической практике, т.е. скорость создания дозиметрического плана и точность расчета поглощенной дозы в гетерогенной среде (в пациенте), остро встает вопрос о выборе алгоритма расчета поглощённой дозы в планирующей системе. Поэтому целью данной работы было исследование и сравнение результатов расчёта поглощенной дозы с использованием всех имеющихся в системе планирования XiO алгоритмов, которые используются для соответствующих методик доставки дозы, применяемых в клинической практике.

Для реализации данной цели было создано несколько планов лечения с различными локализациями (область малого таза, область средостеня и область головы-шеи) для двух методик доставки дозы: 3DCRT и IMRT. Для каждой анатомической области и методики облучения использовались несколько алгоритмов расчета поглощенной дозы. Далее была проведена верификация всех дозиметрических планов на линейном ускорителе Elekta Synergy по абсолютной (точечное измерение) и относительной поглощенной дозе (распределение поглощенной дозы в определенной плоскости оценивалось по методики гамма-индексирования).

В рамках исследования представлены результаты для планирования 3DCRT с использованием алгоритмов расчета поглощенной дозы Convolution и Superposition, и для методики IMRT с алгоритмами расчета Superposition и FastSuperposition. Верификация планов по абсолютной поглощенной дозе проводилась в тканеэквивалентном твердотельном фантоме I^mRT Phantom с помощью ионизационной камеры CC13 и клинического дозиметра DOSE1. Проверка по 2D распределению поглощенной дозы на основе критерия гамма-индекса проводилась при помощи дозиметрической матрицы из ионизационных камер MatriXX.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Определение поглощённой дозы при дистанционной лучевой терапии: Международные практические рекомендации по дозиметрии, основанные на эталонах единицы поглощённой дозы в воде, №398. МАГАТЭ, Вена, 2004.
2. Methods for dose calculation and beam characterization in external photon beam radiotherapy, Doctoral dissertation, Laura Korhonen, 2009.
3. Technical Basis of Radiation Therapy, Practical Clinical Applications / S.H. Levitt, J.A. Purdy, C.A. Perez, S. Vijayakumar. – Springer-Verlag Berlin Heidelberg 2006, Printed in Germany Ma L., Phaisanhittisakul N., Yu C. X. Sarfaraz M. A quality assurance method for analyzing and verifying intensity modulated fields. // Med. Phys., 2003

ОСОБЕННОСТИ ПРОЦЕССА ВЫДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГИИ ВИГНЕРА В ГРАФИТЕ НАИБОЛЕЕ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ЗОН КОНСТРУКЦИЙ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала

Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов

Россия, Томская область, г. Северск, Автодорога, 13, Строение 179А, 636000

E-mail: info@dnrc.ru

Проблема облученного графита остановленных реакторов имеет существенное значение при обосновании безопасности работ в ходе подготовки к выводу и при выводе из эксплуатации ядерных реакторов с графитовыми элементами конструкций. Одним из наиболее важных этапов решения данной задачи является детальный анализ вопросов, связанных с эффектом накопления и выделения запасенной энергии в облученном графите (энергии Вигнера). Параметры, характеризующие накопление и выделение запасенной энергии в графите, определяют условия и возможные последствия ее выделения (тепловые эффекты).

В ходе проведения более ранних экспериментальных исследований [1] был проведен отбор проб графита по объему графитовой кладки остановленного реактора с водяным охлаждением, эксплуатировавшегося в проточном режиме. При этом был охвачен весь диапазон по интегральному по времени потоку повреждающих нейтронов и температуре облучения – факторов, определяющих параметры накопления и выделения запасенной энергии. Методом дифференциального термического анализа для отобранных образцов определены интегральные величины и зависимости интенсивности выделения запасенной энергии от температуры отжига (спектры выделения). Результаты показали, что наиболее критичными с точки зрения величины возможных тепловых эффектов за счет самоподдерживающегося выделения запасенной энергии являются наиболее «холодные» графитовые втулки ячеек СУЗ из верхней части графитовой кладки. Температура облучения этих втулок экспериментально не определялась. По величине температуры начала выделения запасенной энергии (~90-100 °С) и по величине температуры теплоносителя на входе в активную зону (2-25 °С в зависимости от сезона) температура облучения ориентировочно может быть оценена на уровне 20-50 °С. Общее количество запасенной энергии в данном случае лежит в диапазоне 1250-1650 кал/г. На безопасность графитовых кладок российских уран-графитовых реакторов наличие сменных графитовых деталей с низкой температурой облучения существенного влияния не оказывает по причине незначительной их доли в общей массе графитовой кладки [2]. Тем не менее, в ряде случаев оценка тепловых эффектов за счет возможного выделения энергии Вигнера в графите с такой температурой облучения может быть актуальна. К таким случаям можно отнести: хранение сменных графитовых деталей с низкой температурой облучения в емкостях; эксплуатация и вывод из эксплуатации исследовательских реакторов с массивными графитовыми элементами конструкций, эксплуатирующимися при низкой температуре.

В ходе настоящей работы авторами был проведен анализ величины и динамики тепловых эффектов при выделении энергии Вигнера в графите с температурой облучения 20-50 °С путем решения нестационарной задачи теплопроводности численными методами. При этом параметры, характеризующие выделение запасенной энергии в моделируемых процессах, заданы на основе спектров ее выделения, полученных экспериментально [1]. Задача была решена для случаев: адиабатический разогрев при условии начального разогрева всей массы графита до температуры начала самоподдерживающегося выделения запасенной энергии; нагрев торцевой поверхности «малого» цилиндра ($d=100$ мм, $h=40$ мм) по линейному закону (200 °С/час),

остальные поверхности теплоизолированы; нагрев торцевой поверхности «большого» цилиндра ($d=1000$ мм, $h=400$ мм) по линейному закону (200 °C/час), остальные поверхности теплоизолированы.

Расчеты показали, что в результате выделения энергии Вигнера рост температуры графита до величины, превышающей температуру, при которой возможно самоподдерживающееся окисление графита (~ 700 °C), возможно только для случая адиабатического разогрева (рис. 1). При этом необходим начальный разогрев графита за счет внешних источников тепла до температуры, превышающей ~ 100 °C. Время разогрева до температуры, превышающей 700 °C, составляет в этом случае ~ 30 мин. Максимальная температура графита для случая адиабатического разогрева составила ~ 800 °C. Время разогрева до максимальной температуры ~ 50 мин.

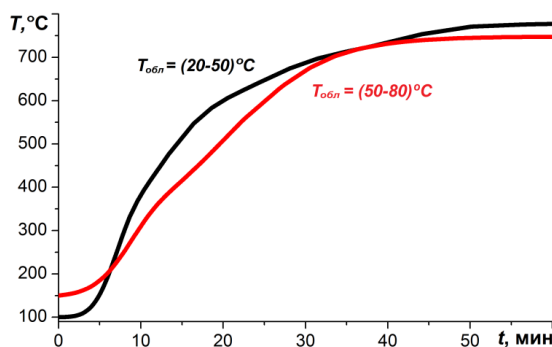


Рисунок 1. Саморазогрев графита, облученного при температурах, характерных для наиболее «холодных» деталей графитовых кладок УГР, за счет выделения энергии Вигнера в адиабатических условиях

В случае цилиндрической конфигурации с имитацией нагрева через торцевую поверхность выделение запасенной энергии идет не одновременно по всему объему, а последовательно по слоям (по мере прогрева объема графита). При этом избыток выделяющегося тепла (запасенной энергии) отводится в остальную массу графита и к поверхности нагрева. За счет этого тепловые эффекты при выделении запасенной энергии при таких сценариях разогрева существенно ниже, чем для случая адиабатического разогрева и зависят от объема облученного графита: ~ 300 °C для геометрии «большого» цилиндра и ~ 100 °C для геометрии «малого» цилиндра.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Цыганов А.А., Котляревский С.Г., Павлюк А.О., Шаманин И.В., Нестеров В.Н. Запасенная энергия в графите остановленных промышленных уран-графитовых реакторов // Известия Томского политехнического университета. – 2008. – Т.312. - №2. – С.32-38.
2. Pavliuk A.O., Kotlyarevskiy S.G., Bepala E.V. Analysis of Winger energy release process in graphite stack of shut-down uranium-graphite reactor // IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering. – 2015. – V. 93. P. 1–5.

МИКРОНАПРЯЖЕНИЯ В ТВЕРДЫХ ТЕЛАХ И СПОСОБЫ ИХ ОПРЕДЕЛЕНИЯ

М.А. Тузовский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: mat10@tpu.ru

Механическая обработка вызывает деформацию твердых материалов, приводящую к изменению структуры образца и образованию микронапряжений (микроскажения, напряжения II рода), уравновешенных

в пределах отдельных кристаллов, и, могут быть как ориентированными, так и неориентированными (в направлении усилия, производшего пластическую деформацию).

Существующие методы определения микронапряжений делят на механические, которые основаны на принципе упругой разгрузки путем разрезания образца и физические, основанные на изменении свойств образца.

Одним из наиболее распространенных физических методов определения микронапряжений является рентгенографический анализ. Применение рентгеновских лучей для исследования напряженного состояния в металлах и сплавах основано на явлении дифракции рентгеновских лучей при прохождении их через кристаллическую решетку исследуемого материала. Преимуществом рентгенографического метода является возможность его применения при исследовании напряжений в малых зонах деталей сложной конфигурации без их разрушения. Недостатками являются использование сложной аппаратуры и относительная длительность обработки полученных данных [1].

Бесконтактный электростатический метод оценки напряженно-деформированного состояния твердых тел, основанный на экспериментально установленной зависимости между данным состоянием твердого тела и величиной электрического поля исследуемого объекта [2].

Голографический метод определения напряжений является бесконтактным методом, но широкое применение данного метода ограничивается в связи с требованиями виброизоляции как исследуемых объектов, так и применяемой голографической установки [3].

Использование существующих методик определения количественных данных о величине микронапряжений позволит спрогнозировать прочностные характеристики материала, увеличить его долговечность и эффективность работы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Самохоцкий А.И., Кунявский М.Н. и др. Металловедение. – М.: Металлургия, 1990. – 457с.
2. Лахтин Ю.М. Металловедение и термическая обработка металлов. 3-е изд., перераб. и доп. М.: Металлургия. 1990. – 513 с.
3. Фетисов Г.П., Карпман М.Г., Матюнин В.М. и др. Материаловедение и технология металлов (учебник для вузов). 4-е изд., перераб. и доп. М.: Высшая школа. 2006. – 862 с.

СОЗДАНИЕ МОДЕЛИ ФОТОННОГО ПУЧКА ТЕРАПЕВТИЧЕСКОГО УСКОРИТЕЛЯ ELEKTA SYNERGY В СИСТЕМЕ ПЛАНИРОВАНИЯ PLUNC

И.Ж. Хасенова, Е.С. Сухих

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: hasenova-indira@mail.ru

Одной из первостепенных задач лучевой терапии на протяжении всего периода ее применения является соблюдение основного радиотерапевтического принципа: уменьшение лучевой нагрузки на окружающие опухоль здоровые ткани и максимальное повреждающее действие на объем опухоли. Расчет планов облучения осуществляется с использованием специальных программ. Одной из таких является программа PLUNC.

Целью настоящей работы является создание и верификация модели фотонного пучка ускорителя Elekta Synergy в системе планирования PLUNC.

Актуальность - научная работа позволит оптимизировать процесс обучения студентов по направлению «Ядерная медицина». Вследствие дороговизны и недоступности коммерческих систем планирования лучевой терапии, наблюдается отсутствие практических навыков студентов данного направления, что является причиной нехватки специалистов медицинских физиков в области планирования лучевой терапии.

Методы проведенных исследований: была проведена клиническая дозиметрия (относительная и абсолютная) фотонных пучков линейного ускорителя Elekta Synergy, на основе данных измерений была создана модель фотонного пучка ускорителя (рис.1.), также проведена верификация данной модели по абсолютной дозе, для этого был разработан план лечения для пациента с опухолью прямой кишки.

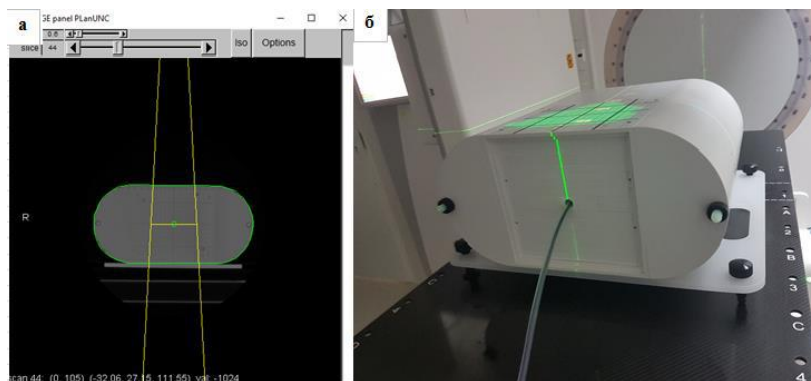


Рисунок. 1. Проведение верификации: а – моделирование в программе; б – эксперимент

Основные результаты: были проведены измерения профилей пучков и процентных глубинных дозовых распределений для энергий 6 и 10 МэВ при помощи современной дозиметрической системы для проведения клинической дозиметрии - анализатора дозного поля Blue Phantom и набора детекторов. Как следствие, была проведена работа по изучению международных дозиметрических протоколов и особенностей работы в системе PLUNC.

Вместе с тем была создана модель фотонного пучка ускорителя Elekta Synergy в системе планирования PLUNC и проведена его верификация по абсолютной дозе. Расхождение рассчитанных и экспериментальных значений для $E = 6$ МэВ составляет величину – 0%, для 10 МэВ – 0,1 %.

АНАЛИЗ СПЕКТРА ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ WIMS-D5

А.Е. Овсенёв, А.А. Пермикин, Е.Е. Пермикина

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: ovsenev1993@mail.ru

На сегодняшний день главным критерием эксплуатации ядерных энергетических установок, является безопасность. Данный критерий расчета безопасности ядерного реактора рассчитывается еще на стадии проектирования. Существует множество программ, которые рассчитывают различные параметры. В данной работе анализ производился с помощью программного комплекса WIMS-D5.

Программа WIMS-D5 (Winfrith Improved Multigroup Scheme, версии D5) предназначена для нейтронно-физического расчета ячеек ядерных реакторов различного типа (включая расчет выгорания) [1]. В программе

используется универсальную 69-групповую библиотеку констант, подготовленную на основе файлов оцененных нейтронных данных (ENDF, JEF, JENDL) в ГИЦ РФ ФЭИ.

Целью данной работы являлось определение и анализ спектра плотности потока нейтронов в программном комплексе WIMS-D5. Полученный спектр плотности потока нейтронов представлен на рисунке 1.

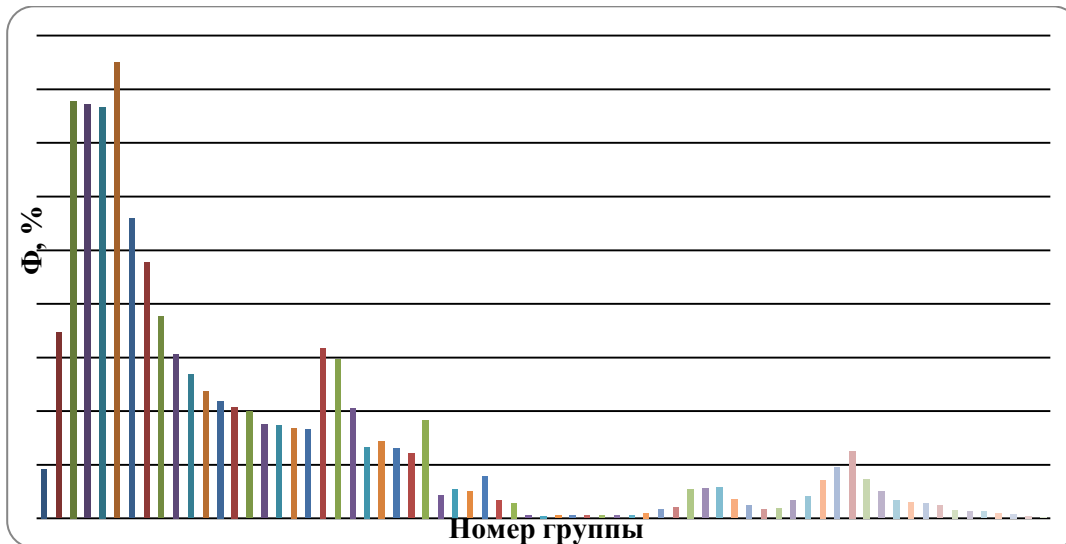


Рисунок 1. Спектр плотности потока нейтронов на начало кампании для 69-ти групп

Из данного спектра видно, что основной вклад нейтронов приходится на четвертую группу. То есть, 80 % делений ядер осуществляется на тепловых нейтронах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. А.Г. Наймушин, Ю.Б. Чертков. Методические указания к лабораторно практической работе. Томск.: НИ ТПУ, 2011. – 77 с.

ПРИМЕНЕНИЕ КОЛОДЕЗНОГО СЧЕТЧИКА НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ОБНАРУЖЕНИЯ КОЛИЧЕСТВА ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.В. Артемов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: Evgeniy1.artemov@gmail.com

Определение содержания урана в объемных образцах металла, оксидов, смешанного уран-плутониевого оксидного топлива является основной и важной задачей обеспечения режима ядерного нераспространения. Одним из инструментов является метод нейтронных совпадений, основанный на одновременном испускании нейтронов спонтанного и вынужденного деления, позволяющий с высокой точностью определить количество урана или плутония.

Целью данной научно-исследовательской работы является изучение применения колодезного счетчика нейтронов для обнаружения азотнокислого уранила.

В исследовании при измерении урановых образцов низкого обогащения использовался активный счетчик нейтронных совпадений (AWCC) и программное обеспечение NDA-2000. Активный метод был выбран в связи с тем, что скорости спонтанного деления урана малы для измерения в пассивном методе. AWCC

состоит из 3Не-счетчиков, двух америций-литиевых источников со средней энергией 0,3 МэВ, а также защитой от нейтронного и гамма-излучения.

Была произведена калибровка счетчика, а также проверка данной калибровки. Произведены измерения металлического урана. В дальнейшем были произведены измерения азотнокислого уранила и произведена оценка возможности использования данных образцов при их измерении с помощью счетчика (рис.1).

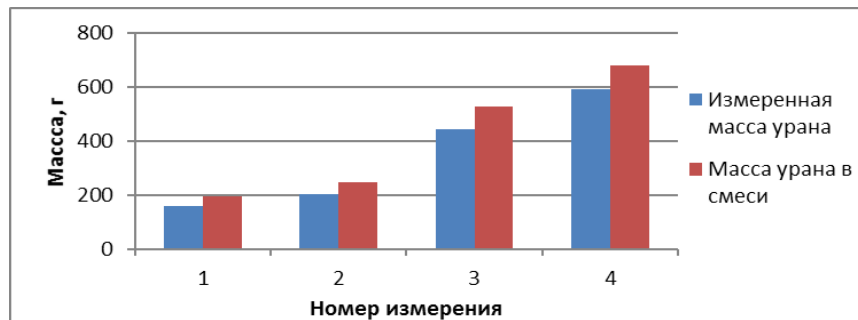


Рисунок 1 – Сравнение заявленной и измеренной массы азотнокислого уранила

В результате работы было выявлено, что погрешность при проведении измерения составляет 16%, что является не допустимым для данного типа измерений. В связи с этим рекомендуются произвести калибровку с использованием азотнокислого уранила, либо увеличить время измерения для уменьшения погрешности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И. Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов / В.И. Бойко, И.И. Жерин, В.Д. Каратаев, Ю.В. Недбайло, М.Е. Силаев. – М.: МНТЦ, 2011. — 356 с.
2. Грабежной В.А., Дулин В.А. Об использовании решения сопряженного неоднородного уравнения переноса при определении параметров размножающих сред // Известия вузов №4, 2015. – 111-122 с.
3. Антушевский А.С. Контроль содержания плутония в контейнерах с твердыми отходами методом нейтронных совпадений // Вопросы радиационной безопасности №2, 2005 – 14-24 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭКСТРАКЦИОННО-РЕЭКСТРАКЦИОННЫХ ПРОЦЕССОВ В ДИНАМИЧЕСКОМ РЕЖИМЕ

Е.П. Зеленецкая

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 2, 634050

E-mail: zeka@tpu.ru

Процесс очистки сырья, а так же и топлива от примесей является основой стабильной работы производств ядерного топливного цикла. Аффинажные методы, основанные на экстракционных технологиях, получили наибольшее распространение в настоящее время. При этом всё большее внимание уделяется процессам аффинажа, протекающим в каскадах, базовой единицей которых являются центробежные экстракторы. Но, несмотря на значительные преимущества внедрения каскадов центробежных экстракторов в производство, технологии очистки практически не отработаны, так как процессы, протекающие в каскадах, мало изучены.

Использование радиоактивных материалов и повышенных требований к взрывобезопасности в производственных технологических процессах приводит к необходимости отработки экстракционных технологий на компьютерных моделях. При этом моделированию должны подвергаться не только стационарные режимы, но пусковые и переходные, поскольку они существенное влияние на стабильную работу

производства в целом. Несмотря на всю значимость переходных режимов, они практически не исследуются в настоящее время.

Исследования экстракционно-реэкстракционных процессов проводим на динамической компьютерной модели, в основе которой заложена математическая модель, представленная в [1] учитывающая следующие особенности:

- скорость процессов массопереноса в органической и водной фазах не постоянна, поэтому выполняется вычисление значений концентраций целевых компонент в каждой точке отсчета, во всех ступенях каскада;
- вычисление концентраций целевых компонент, как в переходном, так и в установившемся процессах, происходит с учетом определения значений равновесных концентраций на основе закона действующих масс, с учетом многокомпонентности системы;
- концентрационный напор вычисляется с учетом захвата целевых компонент циркулирующими органической или водной фазами.

Разработанная модель имитирует протекание стационарных, пусковых и переходных процессов систем, с учетом возможности изменения конфигурации каскада (изменения количества ступеней, наличие запорной арматуры, имитация работы насосов и т.д.). Более того, модель позволяет имитировать работу производственной схемы с учетом одновременного протекания процессов экстракции и реэкстракции в пределах одного каскада. Данная возможность осуществлена с целью решения технологических задач и проблем оптимизации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Zelenetskaya E.P., et. all. Model of mass transfer processes in the cascade of centrifugal extractors // Materials Science and Engineering – 2016. –135 – 6 p.

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РФ
Федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования

**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ В НАУКЕ, ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЕ

IX Международная научно-практическая конференция
21 – 22 сентября, Томск

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ