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

Инновационные ядерные реакторы малой и сверхмалой мощности

III Международная конференция молодых
ученых, специалистов, аспирантов и студентов

Тезисы докладов
Обнинск, 15-16 мая 2018 г.

Обнинск 2018

УДК 621.039:5

Инновационные ядерные реакторы малой и сверхмалой мощности. III международная конференция молодых ученых, специалистов, аспирантов, студентов: тезисы докладов (Обнинск: 15-16 мая 2018) — Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2018. – 72 с.

Innovative nuclear reactors of small and ultra-small power.
II international conference of young scientists, specialists, postgraduates and students: theses (Obninsk: 15-16 May 2018) - Obninsk: OINPE NRNU MEPHI, 2018. – 72 p.

Учредители конференции

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

Организатор конференции

Институт ядерной физики и технологий
Обнинский институт атомной энергетики
Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Тезисы докладов издаются в авторской редакции

©ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2018 г.

ПРОГРАММНЫЙ КОМИТЕТ

Леонова Татьяна Николаевна	**Председатель** Проректор НИЯУ МИФИ, И.о. директора ИАТЭ НИЯУ МИФИ
Самохин Дмитрий Сергеевич	**Сопредседатель** И.о. начальника отделения ЯФиТ(О) доцент отделения ЯФиТ(О), к.т.н.
Тихомиров Георгий Валентинович	**Сопредседатель** Зам. директора института ЯФиТ НИЯУ МИФИ, д.ф.-м.н.
Зевякин Александр Сергеевич	**Секретарь конференции** Ассистент отделения ЯФиТ(О) ИАТЭ НИЯУ МИФИ

ОРГАНИЗАЦИОННЫЙ КОМИТЕТ

Коробейников Валерий Васильевич	Профессор, в.н.с. АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», д.ф.-м.н.
Тошинский Георгий Ильич	Профессор, в.н.с. АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», д.т.н.
Колесов Валерий Васильевич	Доцент отделения ЯФиТ(О) ИАТЭ НИЯУ МИФИ, к.ф.-м.н.
Королев Сергей Андреевич	Доцент отделения ЯФиТ ООП НИЯУ МИФИ, к.т.н.
Хорасанов Георгий Леванович	Доцент отделения ЯФиТ(О) ИАТЭ НИЯУ МИФИ, к.т.н
Терехова Анна Михайловна	Старший преподаватель отделения ЯФиТ(О) ИАТЭ НИЯУ МИФИ
Фомин Роман Васильевич	Старший преподаватель отделения ЯФиТ(О) ИАТЭ НИЯУ МИФИ
Каражелевская Юлия Евгеньевна	Ассистент отделения ЯФиТ(О) ИАТЭ НИЯУ МИФИ

ТЕНЕВАЯ РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА КОСМИЧЕСКОЙ РУ

И.Н. Кухарь
АО «НИКИЭТ», г. Москва

Плотность потока нейтронов и гамма-квантов от реактора на несколько порядков превосходит допустимый их уровень для модуля полезной нагрузки космического аппарата (КА), а также для радиационно-чувствительных узлов и элементов установки. Снижение удельных потоков нейтронов и гамма-квантов до допустимых достигается размещением радиационной защиты (РЗ) между реактором и КА.

Основными требованиям к РЗ являются:

– снижение потоков нейтронов и гамма-квантов;

– минимальная масса;

– надежность выполнения защитных функций в течение заданного ресурса времени;

– технологичность изготовления.

В космических реакторных установках (РУ) применяется теневая радиационная защита и (при необходимости) локальные экраны, образующие зону затенения, в которой размещается оборудование и агрегаты. При оптимальной компоновке КА роль защиты частично может выполнять оборудование и элементы конструкции.

В настоящей работе предлагается конструкция РЗ КЯЭУ, которая удовлетворяет всем требованиям, предъявляемым к данным системам. Предложенная конструкция РЗ обеспечивает выполнение требований в контрольной плоскости (плоскости радиационных требований) по уровням излучения.

На предлагаемую конструкцию получены два патента на изобретения (№ 2562234 и 2562237), а также два патента на полезную модель (№ 139313 и 154090).

BUILDING COURSE «ECONOMY OF FUEL NUCLEAR CYCLE» TO CREATION OF COMPETENCE IN THE FIELD OF SMALL REACTORS AND NUCLEAR ENGINEERING

T.L. Smirnova
National Research Nuclear University of «MEPhI», Obninsk

The course «Economy of Fuel Nuclear Cycle» is training of scientific professional community of the top qualification in the field of nuclear industry and related concepts. It is focuses on broadening the young professional's understanding of current issues in the nuclear industry, generating awareness on recent developments in nuclear energy and sharing international perspectives on issues related to the peaceful use of nuclear technology [1]. The course is providing an education aimed at building future leadership to manage nuclear energy programs. It is intended for promising young professionals from the nuclear industry and academia. The program is oriented towards the critical application of research-based knowledge, skills and principles of work in practical situations. «Economy of Fuel Nuclear Cycle» is to introduce students with the basic economic, physical-chemical processes at different stages of the nuclear fuel cycle [2]. Teaching students the ability to apply the knowledge gained in the production and research activities, the acquisition of skills in working with scientific, reference and electronic literature, the use of modern computer technology in the preparation of homework. In order to carry out the advanced aim, the principal tasks of the syllabus for training high-class specialists in the spheres of **nuclear engineering** are:

To consider

1 the technology, environmental and social risks of nuclear power development, the world's resource and technology markets, which determine the basic trends and dynamics of nuclear power development;

2 the role of state support for the development of national nuclear power programs;

3 the international safety standards for nuclear facilities;

4 the system of financial and economic indicators for NPP opera-

tion;

To know

1 the main types of power reactors (international classification), the structure of nuclear power and the energetic resources;

2 the fuel nuclear cycle and it is main stages, the trends in the cost of electricity generated and types of generation;

3 the role of factors to the total cost of electricity at the nuclear power plants;

To apply

1 the conflict of interests of stakeholders in nuclear industry;

2 the financial and economic indicates of NPPs and choose the most effective model of nuclear power plant management;

3 calculate the total cost of nuclear power plants, the organizational and management solutions for the technological process and retraining personnel of NPP;

4 the presentation for the technological process and scientific results.

Students become skilled in analysis, optimization and design of industrial processes, acquiring also state-of-the-art knowledge on technologies for fuel conversion [3]. By acquiring complementary knowledge on an energy systems level, students are trained to approach problem-solving in an interdisciplinary way. Students are prepared for a professional career within the energy industry and nuclear power generation companies. A graduate of the program can easily realized himself in any of the basic directions of public and international activity, such as financial-economic and competitive analysis of international markets of facilities of high-tech development, the political and social aspects of modern international cooperation in the field of science, engineering, and technology, organization and support of international projects in the field of high technologies.

References

1. The economics of small modular reactors [Electronic resources] URL: http://smrstart.org

2. The world nuclear industry 2017 / S.D. Freeman [Electronic resources] URL: https://www.worldnuclearreport.org

3. Смирнова Т.Л. Формирование кластера редкоземельных металлов как стратегия ГК «Росатом» развития Томской области / Т.Л. Смирнова, Л.Г. Субботина // Цветные металлы. 2014. №6. С.8-11.

A NEW METHOD FOR STUDYING THE DISPERSED COMPOSITION OF RADIOACTIVE AEROSOLS FROM RESEARCH REACTORS

Y.N. Husein, A.K. Budyka, D.A. Pripachkin
Nat. Res. Nucl. University MEPhI, Moscow

This paper introduces a method for estimating the particle size distribution (PSD) of radioactive aerosols by minimizing the error function, using single-cascade inertial separator by separating the spectrum of aerosol particles into fractions, and the experiment established efficiency dependency of particle deposition with the aerodynamic diameter.

An impactor was used as a single-cascade inertial separator, developed in State Research Center – Burnazyan Federal Medical Biophysical Center.

Estimation method of AMAD and geometric standard deviation (GSD) for dispersed composition of radioactive aerosols – using single-cascade has the following steps: first step is sampling aerosols on filter and measuring the activity of the particles deposited on the filter; the second one is pumping aerosol at a fixed linear velocity through a single-cascade filter for the same period of time, and also measured the activity of the particles deposited on the filter. The last step is repeating the second again, but with a different linear velocity.

A method of evaluating particle size distribution through partitioning the original spectrum of aerosol particles into fractions was proposed in the review of Fuchs (1978) [1].

$$\eta_i^T(\mu,\sigma) = \int_0^\infty E_i(x) \cdot f(x,\mu,\sigma)dx, \qquad i = 1..N$$

Where: $E_i(x)$ – deposition efficiency of particles with an aerodynamic diameter of x at a fixed linear speed; $f(x, \mu, \sigma)$ is the density distribution of aerosol particles from original spectrum. By dividing the spectrum into three parts η_i and comparing the calculated values η_i and theoretical η_i^T we can find the residual function $Q(\mu, \sigma)$ [2].

$$Q(\mu, \sigma) = \sqrt{(\eta_1 - \eta_1^T)^2 + (\eta_2 - \eta_2^T)^2} \qquad (1)$$

The values of μ– (AMAD) and σ– (GSD), for which the function (1) has a minimum value are AMAD and GSD of original spectrum. This approach has been implemented in the method of multilayer filters, which is widely used in Russia, Budyka *et al* (1993) [3]. In our case, the considered approach may be applied for assessing the AMAD and GSD.

In order to determine $E_i(x)$ – deposition efficiency of particles studied have been carried out to spectrum of known aerosol particles which obtained by simulator source of aerosols in working area, typical of the nuclear industry. The study was performed on non-radioactive aerosols NaCl.

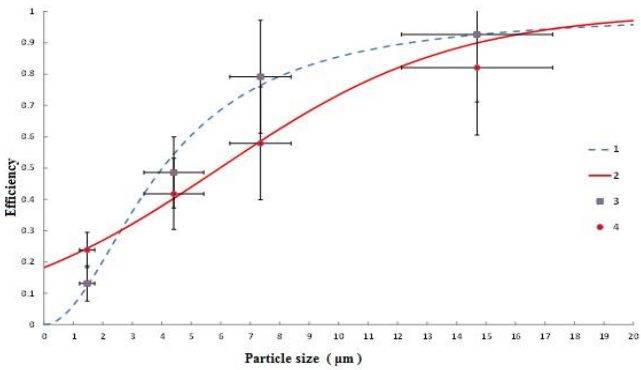


Fig. 1. Dependence of deposition efficiency $E(x)$ from the particle size (aerodynamic diameter). 1, 2 - approximation 3, 4 experimental data at a flow rate 50 and 20 l / min, respectively.

By knowing the dependence of *E(x)* with aerodynamic particle diameter, we can find $\eta_i^{\mathrm{T}}(\mu,\sigma)$. Then, the obtained expression $\eta_i^{\mathrm{T}}(\mu,\sigma)$ puts in (1) and defines both of μ and σ corresponding to the minimum of the function Q(μ,σ). Determining the minimum of the function Q (μ, σ) analytically is impossible; therefore, to find it, we have to use numerical methods.

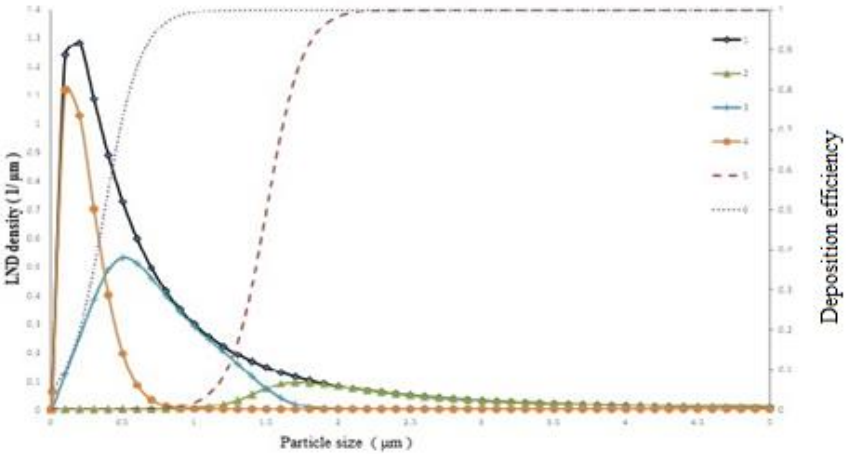


Fig. 2. Splitting the original spectrum LND in parts through efficiency curves. 1 - Original spectrum; 2, 3, 4 – spectra of the particles after application of the separator; 5, 6 - separation efficiency

Literature

1. Fuchs N.A. «Aerosol Impactors: A Review in Fundamentals of Aerosol Science»// ed. Wiley & Sons, - New York, 1978.

2. Cheng Y.S., Yeh H.C. «Theory of a screen-type diffusion battery»// J. Aerosol Sci., 1980.

3. Budyka A.K., Ogorodnikov B.I., Skitovich V.I. «Filter pack technique for determination of aerosol particle sizes»// J. Aerosol Sci., 1993.

ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДОВ ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКОГО НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

А.А. Абу Газал, В.И. Сурин
Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва

Электрофизический метод неразрушающего контроля – метод сканирующей контактной потенциометрии (СКП), разработанный в лаборатории *ElphysLAB* НИЯУ МИФИ, обеспечивает эффективную диагностику реакторного оборудования, гарантируя надежность результатов измерений в условиях, приближенным к условиям эксплуатации ядерных материалов [1].

Метод СКП считается уникальным единственным методом, который можно применять в активной зоне реактора, где другие методы диагностики и контроля не дают реальной картины из-за прямой зависимости точности измерений от внешних факторов: температуры, мощности дозы, влияния агрессивной среды и др. [2].

Рассматриваются возможности применения метода СКП в ядерных исследовательских реакторов. В частности, в Иорданском научно-исследовательском учебном реакторе JRTR; Реактор JRTR представляет собой 5 МВт легководный многоцелевой реактор с открытым бассейном. В активной зоне находятся 18 тепловыделяющих сборок, каждая из которых содержит 21 топливную пластину с 22 каналами теплоносителя. Реактор JRTR служит координационным центром для Иорданского Национального ядерного центра и предназначен для использования в трех основных областях: национальное образование и подготовка кадров, ядерные исследования и производство радиоизотопов, и другие коммерческие и промышленные услуги [3].

Необходимость применения методов неразрушающего контроля связана с технологическим циклом работы реактора и требованиями ядерной безопасности. Например, в соответствии с нормативной документацией периодическому неразрушаю-

щему контролю подлежит оборудование и трубопроводы, работающие под избыточным или вакуумным давлением, опоры, подвески, крепежи оборудования и трубопроводов, внутренние части реакторов типа JRTR, IRT и другие элементы конструкций.

Литература

1. Сурин В.И., Волкова З.С., Денисов Р.А., Мотовилин В.Д., Рейн Н.В. Методы электрофизической диагностики и контроля реакторного оборудования// Глобальная ядерная безопасность – М.: НИЯУ МИФИ, 2016, №4(21), с. 51-62.

2. Сурин В.И., Волкова, А.А. Абу Газал, Алвахеба А.И., Альсмади Э.Х. Новый метод неразрушающего контроля: особенности и перспективы применения/ фундаментальные и прикладные исследования в современном мире материалы xxi международной научно-практической конференции (15 февраля 2018 г.) Санкт-Петербург, ISSN 2307-1354.

3.http://www.naweb.iaea.org/napc/physics/research_reactors/database/RR Data Base/datasets/report/Jordan, Hashemite Kingdom of Research Reactor Details - JRTR.html

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАМНОГО КОМПЛЕКСА САПФИР 95 НА ОСНОВАНИИ ПРЕЦИЗИОННОЙ МОДЕЛИ ЯЭУ БЭС-5

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

В наше время программные коды подразделяется на прецизионный и инженерный. Каждый из данных типов обладает своими яркими преимуществами: прецизионный обладает высокой точностью, а инженерный, в свою очередь, отличается быстродействием.

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

Прецизионные программы метода Монте-Карло используют для решения сложных задач физики реакторов, в которых необходимо детально учитывать энергетическую и угловую зависимость сечений взаимодействия нейтронов с веществом вместе с существенными геометрическими неоднородностями в структуре рассчитываемой системы.[1].

Основная же задача программного комплекса САПФИР_95 состоит в расчете пространственно-энергетического распределения нейтронов в ячейке реактора и получение малогрупповых эффективных характеристик для диффузионных программ. При этом в программе САПФИР_95 реализуется интегральное кинетическое уравнение Пайерлса, которое решается методом вероятностей первых столкновений.[2].

Объектом проводимой верификации в работе выступает космическая ядерная энергетическая установка БЭС-5, разработанная модель которой, представлена на рисунке 1.

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

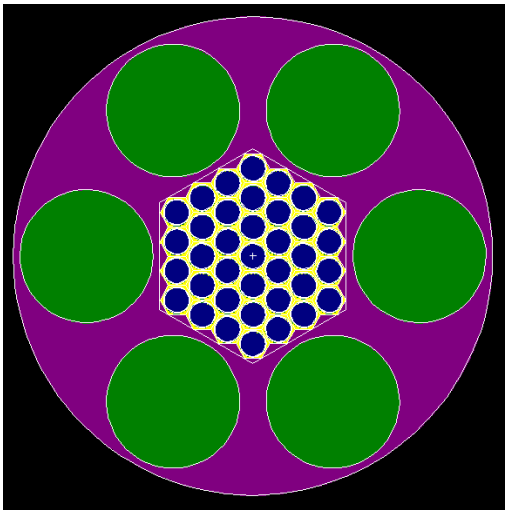


Рис. 1. Расчетная модель АЗ ЯЭУ БЭС-5

Литература

1 Популярные лекции по математике 1968. Выпуск 46. Соболь И.М. Метод Монте-Карло. М.: Наука, 1968. — 64 с.

2. Программа САПФИР_95 для нейтронно-физических расчетов ячеек тепловых ядерных реакторов. Описание применения. ЛКВШ 03.302.0000.00-01 31, НИТИ, 2010г.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗДЕЙСТВИЯ ВНЕШНИХ ДИНАМИЧЕСКИХ СИЛ НА ПРОЦЕССЫ СМЕШЕНИЯ ВНУТРИ МОДЕЛИ СУДОВОЙ ЯЭУ

А.А. Сатаев, А.В. Дунцев
ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород

Качка – переменное периодическое движение судна под действием волнения или других внешних сил. Различают отдельно вертикальные, бортовые, а также килевые колебания судна. Однако обычно все три вида колебаний возникают в различных комбинациях или все одновременно. Качка оказывает вредное воздействие на эксплуатационные и мореходные качества. Она ограничивает возможность применения кипящих ядерных реакторов и реакторов с ЕЦ, а также заставляет учитывать дополнительные коэффициенты запаса, при проектировании ЯЭУ.

При разработке технических заданий предусматривается требование безотказной работы ЯЭУ при кратковременных периодических наклонах судна до 45° и длительных наклонах до 15° на любой борт. Особенно сильно влияние качки сказывается на сосуды со свободным уровнем жидкости.

Качка с большой амплитудой ограничивает применимость кипящих ядерных реакторов, так как она способна вызывать колебания мощности реакторов из-за возникновения изменений плотности в локальных областях АЗ. Так, например, в немецком атомном рудовозе «Отто Ган» при амплитуде качки всего лишь в 15° возникали периодические колебания мощности ±(3-5) % [1].

Для моделирования воздействия внешних динамических сил на процессы смешения, применительно к нашей модели был

предложен модернизированный стенд смешения неизотермических потоков.

Качающаяся платформа имеет жесткое крепление с подвижной осью, которая закреплена на опорных подшипниках, крепящихся к раме. Сервопривод, через переходную муфту передает вращающее усилие на подвижную ось, которая в свою очередь приводит в движение исследуемую модель. С помощью задания определенного закона движения можно заставить модель совершать периодические колебания относительно вертикального положения. Преимуществом данной конструкции является возможность установки на качающуюся платформу любой другой исследуемой модели (ограничение лишь габаритные размеры).

Модель может осуществлять колебания в одной плоскости подобно математического маятнику, согласно закону:

$$\varphi(t) = \varphi_{\max} \cdot \sin(\frac{2 \cdot \pi \cdot t}{T}), \qquad (1)$$

где ϕ_{max} – амплитуда колебаний [рад]; T – период колебаний, [с]; T – текущее время, [с].

Рис.1. Стенд по изучению воздействия качки на смешение неизотермических потоков (фото)

В ходе получения первых экспериментальных данных и сравнения их с наработанной базой по стационарным условиям

работы стенда можно заметить корреляцию между воздействием этих колебаний на процессы смешения. Однако поиск этой зависимости требует значительно большего числа экспериментов.

Литература

1. Хлопкин Н.С. Морская атомная энергетика: учебное пособие. – М.: МИФИ, 2007.

РАЗРАБОТКА ЛАБОРАТОРНЫХ РАБОТ НА ПРИМЕРЕ ВЕРИФИКАЦИОННОГО РАСЧЕТА С ПОМОЩЬЮ КОДА КОРСАР ДЛЯ ФОРМИРОВАНИЯ МЕЖДУНАРОДНОГО РЫНКА РЕАКТОРОВ МАЛОЙ МОЩНОСТИ ЧЕРЕЗ ОБРАЗОВАТЕЛЬНЫЕ ПРОГРАММЫ

И.А. Никулин[1], Е.В. Варсеев[1], Н.Е. Варсеева[2]
[1]АНО ДПО «Техническая Академия Росатома», г. Обнинск
[2]ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Основной проблемой реакторов малой мощности, разрабатываемых в настоящее время, является обеспечение устойчивого расхода теплоносителя и надёжного теплосъёма на всех уровнях мощности.

Техническое обоснование безопасности разрабатываемых модульных реакторов малой мощности, охлаждаемых водой без принудительной циркуляции (например, CAREM-25, ACT-2, NuScale и SLIMR [1]), так же как и в случае классических легководных реакторов, может быть осуществлено с помощью расчётных кодов контурной теплогидравлики.

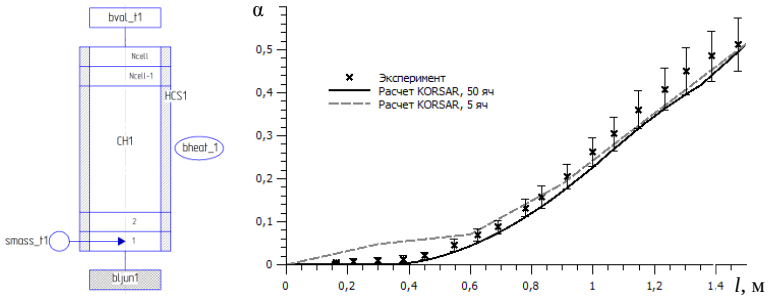
Зарубежные страны проявляют большой интерес к учебным курсам с использованием программного обеспечения для обоснования безопасности и расчета технических параметров строящихся АЭС. Более того, в Технической Академии Росатома на ежегодной основе проводятся совместные с МАГАТЭ региональные курсы, посвящённые реакторам ВВЭР [2]. В них активно применяется отечественное программное обеспечение, в том числе код КОРСАР, используемый в данной работе.

В настоящей работе представлены результаты верификационных расчётов по коду «улучшенной оценки» КОРСАР-V9.031.000 на базовых экспериментальных данных [3] для верификации системных теплогидравлических кодов, таких как, например, RELAP и HYDRA [4].

В экспериментах [3] рассматривалась вертикальная труба, в которую с фиксированной скоростью подавалась недогретая вода. К трубе подводилось тепло, вследствие чего вода вскипала. Истинное объемное паросодержание пароводяной смеси по высоте канала регистрировалось.

Рабочий участок представлялся в коде КОРСАР при помощи расчётной модели канала. Обогрев моделировался по всей боковой поверхности трубы с помощью граничного условия второго рода. Массовый расход жидкости на входе в канал задавался согласно экспериментальным значениям, на выходе ставилось граничное условие по давлению. Нодализационная схема расчётной модели представлена на рисунке 1(а).

Результаты серии экспериментов [3], а также результаты моделирования режима с давлением в канале 10,84 МПа, массовой скоростью 1959 кг/м^{2}с, тепловым потоком на стенке 1,13 МВт/м^2 и температурой воды на входе 563 К представлены на рисунке 1(б).



а) б)

Рис. 1. Нодализационная схема (а) и результаты расчета (б)

Из графика 1(б) видно, что результаты расчёта находятся в хорошем согласии с экспериментом.

В результате работы решена задача верификации системного теплогидравлического кода КОРСАР на базе классических экспериментальных данных по недогретому течению пароводяной смеси. Описание задачи и исходные данные к ней планируется использовать в качестве материала для лабораторных работ, предлагаемых иностранным группам обучаемых с целью продвижения российских технологий, в том числе малых модульных реакторов, на зарубежные рынки.

Разработка учебных курсов на основе отечественных реакторных технологий с практическими сессиями с применением российских расчётных кодов может использоваться как средство создания спроса на отечественные реакторные технологии на международном рынке малых реакторов.

Литература

1. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики: Т. 2 /под ред. акад. РАН А. А. Саркисова. — М.: Академ-Принт, 2015. — 387 с.: ил. — ISBN 978-5-906324-04-7

2. The Fourth IAEA Regional Training Course on Infrastructure Development and Safety Assessment of WWER/PWR with Advanced Safety Features. URL: http://rosatomtech.com/the-fourth-iaea-regional-training-course-on-infrastructure-development-and-safety-assessment-of-wwerpwr-with-advanced-safety-features/

3. Bartolomei G.G., Brantov V.G., Molochnikov Y.S., et.al. An experimental investigation of true volumetric vapor content with subcooled boiling in tubes. Thermal Engineering, 1982, 29(3): 132-135.

4. Верификация кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на эксперименте Бартоломея Г.Г. по исследованию истинного объемного паросодержания при кипении с недогревом в трубах – сборник трудов XVII Школы молодых ученых ИБРАЭ РАН «Безопасность и риски в энергетике». М: ИБРАЭ, 2016. С. 74-77.

СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ РАДИОАКТИВНОСТИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО УРАН-ТОРИЕВОГО И УРАНОВОГО ТОПЛИВА

Н.В. Иванов, Ю.А. Казанский
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В ториевом топливном цикле исходным материалом является торий, который состоит только из одного изотопа ^{232}Th. Этот изотоп, аналогичный ^{238}U, при захвате нейтрона трансформируется двумя бета-распадами в ^{233}U, который является делящимся. Расширенное воспроизводство ^{233}U из ^{232}Th возможно не только в реакторах на быстрых нейтронах, но и в реакторах на тепловых нейтронах. Информация о радиоактивности отработавшего ядерного топлива весьма ограничена и противоречива. Обычно сопоставляют радиоактивность отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с радиоактивностью ОЯТ реакторов, работающих на урановом топливе. Существует принципиальная возможность создать ториевое топливо, которое производит больше ^{233}U в тепловых реакторах, чем потребляет [1-3].

В докладе сопоставляются и анализируются результаты расчетов радиоактивности отработавшего топлива после облучения уран-ториевого топлива и уранового. Рассчитывались радиоактивность осколков деления и актинидов в функции времени во времени облучения нейтронным спектром характерным для теплового реактора в течение 3-х лет, а также радиоактивность после окончания облучения в течение очень длительного времени.

В качестве примера на рисунке показаны зависимости от времени радиоактивности актинидов и продуктов деления (кривая 1 – уран-ториевое топливо, кривая 2 – урановое топливо.), нормированное на тонну выгруженного топлива.

Основные результаты сравнения с урановым топливом при открытом топливном цикле:

- радиоактивность ОЯТ в случае использования ториевого топлива в 1000 раз выше для свежего уранового топлива;

• в течение облучения и до 100 лет после облучения уровень радиоактивности ториевого цикла практически совпадает с уровнем радиоактивности уранового топлива;

• в течение времени от 100 лет до 10000 лет радиоактивность ОЯТ ториевого топлива ниже радиоактивности ОЯТ уранового топлива.

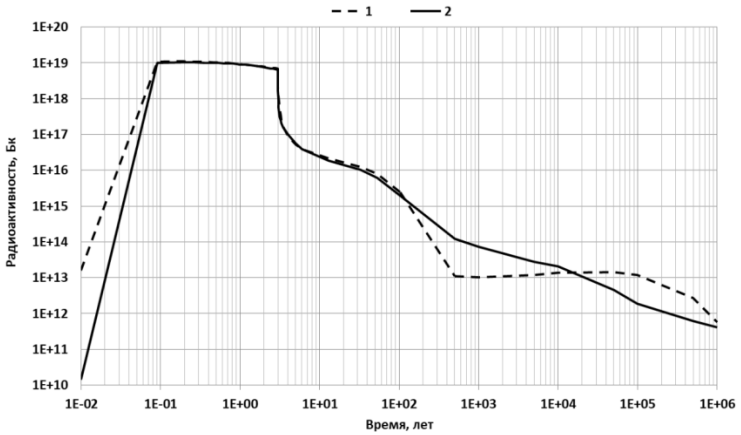


Рис. 1. Зависимости от времени радиоактивности актинидов и продуктов деления (кривая 1 – уран-ториевое топливо, кривая 2 – урановое топливо.).

Литература

1. Торий или уран? [Электронный ресурс] //http://www.mirprognozov.ru/prognosis/science/toriy-ili-uran/ (Дата обращения: 25.04.2018).

2. Торий в ядерной энергетике: плюсы, минусы, подводные камни [Электронный ресурс]//https://geektimes.com/post/260338/ (Дата обращения: 25.04.2018).

3. K.I. BJÖRK. Thorium Fuels for Light Water Reactors. Thesis for the degree of doctor of philosophy in applied physics. Göteborg, Sweden 2015.

АНАЛИЗ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА КЛТ-40С С РАЗЛИЧНЫМ СТАРТОВЫМ СОСТАВОМ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

А.Д. Сапар, А.А. Прец
Томский политехнический университет, г. Томск

Поскольку Российская Федерация характеризуется неравномерностью заселения и различным уровнем экономического развития отдельных регионов, энергообеспечение этих отдалённых регионов осуществляется автономными источниками на органическом топливе, завоз которого связан с большими затратами, а эксплуатация наносит серьезный экологический ущерб окружающей среде. Одним из решений является строительство и производство унифицированных ядерных энергоблоков малой мощности [1].

Целью работы является анализ нейтронно-физических параметров активной зоны реактора КЛТ-40С для определения оптимальной стартовой загрузки ядерного топлива.

Чем выше значения эффективного коэффициента размножения нейтронов ($k_{эфф}$) и коэффициента воспроизводства ядерного топлива (КВ), тем больше длина кампании ядерного топлива. Увеличение обогащения ядерного топлива приводит к увеличению $k_{эфф}$ и снижению КВ. Добиться одновременного роста этих коэффициентов возможно заменой делящегося и воспроизводящего материала.

Анализ уран-плутониевого и торий-уранового ядерных топливных циклов (ЯТЦ) показывает, что уран-плутониевый ЯТЦ обладает более высокими значениями КВ в реакторах на быстрых нейтронах, а в реакторах на тепловых нейтронах это преимущество относится к торий-урановому ЯТЦ [2].

Верификация результатов расчета проводилась путем их сравнения с результатами, приведенными в работе [3] для МОХ-топлива в силуминовой матрице.

В работе рассмотрены 2 вида ядерного топлива: МОХ-топливо в силуминовой матрице и без матрицы, т.к. преимуще-

ства силуминовой матрицы имеют большое значение в транспортных реакторах, а в стационарных они практически нивелируются. Результаты расчета приведены в таблице 1.

Таблица 1. Сравнительный анализ топливных композиции для реактора КЛТ-40С

Параметры	$k_{эфф}$	ДК, эфф сут	КВ	$Ф_{\Sigma}$, н/(см^2·с)
$(Th^{232}+U^{233})O_2$+Al	1,513	1100	0,151	$1{,}66\cdot10^{14}$
$(Th^{232}+U^{235})O_2$+Al	1,324	900	0,157	$9{,}85\cdot10^{14}$
$(U^{238}+U^{235})O_2$+Al	1,327	900	0,166	$1{,}70\cdot10^{14}$
$(Th^{232}+U^{233})O_2$	1,475	1800	0,171	$1{,}12\cdot10^{14}$
$(Th^{232}+U^{235})O_2$	1,374	1600	0,178	$1{,}03\cdot10^{14}$
$(U^{238}+U^{235})O_2$	1,416	1600	0,182	$9{,}98\cdot10^{13}$

где ДК – длительность кампании ядерного топлива; $Ф_{\Sigma}$ – суммарная плотность потока нейтронов.

Замена воспроизводящего нуклида U^{238} на Th^{232} несколько снижает значения $k_{эфф}$ и КВ. Длительность кампании ядерного топлива практически не меняется. Замена делящегося нуклида с U^{235} на U^{233} сильнее увеличивает $k_{эфф}$ (на 14%), чем уменьшает КВ (на 4%) и длительность кампании увеличивается (на 200 эфф. сут). Переход от МОХ-топлива с силуминовой матрицей к МОХ-топливу без силуминовой матрицы позволяет увеличить длительность кампании еще на 700 эфф. сут. Это связано с увеличением объема загружаемого ядерного топлива.

Литература

1. Алешин В.С., Кузнецов Н.М., Саркисов А.А. Судовые атомные реакторы / В.С. Алешин, Н.М. Кузнецов. – Л.: Судостроение, 1968. – 254 с.

2. Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Реакторная установка в традиционных и перспективных ядерных топливных циклах. Томск: 2012. – 104 с.

3. Байбаков Д.Ф., Годовых А.В., Мартынов И.С., Нестеров В.Н. Влияние нуклидного состава топливной загрузки на размножающие и воспроизводящие свойства активной зоны реакторной установки КЛТ-40С/ Байбаков Д.Ф., Годовых А.В., Мар-

тынов И.С., Нестеров В.Н// Известие вузов. Ядерная энергетика – 2016. – №2. – с. 99-111.

НАРАБОТКА ЙОДА-131 В РЕАКТОРЕ ВВР-Ц

Т.В. Кисляков[1], Е.В. Никулин[2]
[1]ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
[2]НИФХИ им. Л.Я. Карпова, г. Обнинск

Йод-131 применяется в ядерной медицине для изготовления различных радиофармпрепаратов для диагностики заболеваний щитовидной железы, лечения рака щитовидной железы. Реактор ВВР-ц является основным производителем данного изотопа на территории РФ.

Стартовым нуклидом для образования ^{131}I является ^{130}Te[1]. Образование искомого изотопа происходит по цепочке:

$$^{130}_{52}Te \xrightarrow{(n,\gamma)} {}^{131m}_{52}Te \xrightarrow[30ч]{} {}^{131}_{53}I$$

Изотоп ^{131}I радиоактивен, его период полураспада составляет 8,06 суток[2]. Таким образом, в процессе облучения в реакторе теллуровой мишени ^{131}I образуется за счет β^- -распада облученного теллура и исчезает за счет собственной β^- -радиоактивности.

Целью данной работы является построение явной зависимости активности ^{131}I от времени облучения, определение количества ^{131}I в мишени в момент окончания облучения. Расчет проводился по методике, изложенной в [2]. Графическая зависимость активности ^{131}I от времени облучения построена в программе MathCad Prime 4.0.

Литература

1. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. М: Энергоатомиздат. 1989.

2. Алиев А.И., Дрынкин В.И., Лейпунская Д.И., Касаткин В.А. Ядернофизические константы для нейтронного активационного анализа. Москва, 1969.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЛИЯНИЯ ВНЕШНЕГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ, ОБУСЛОВЛЕННОГО ПРОТОНАМИ КОСМИЧЕСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ, НА МОЩНОСТЬ ТЕРМОЭЛЕКТРИЧЕСКОГО РЕАКТОРА НА ОРБИТЕ БАЗИРОВАНИЯ

А.М. Шарыпов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В настоящее время ведутся разработки современных ЯЭУ в составе КА, необходимых для выполнения большого количества задач в космосе. В России в данный момент ведется работа по созданию транспортно-энергетического модуля на основе ядерной энергодвигательной установки (ЯЭДУ) мегаваттного класса.

В данный момент перед конструкторами КЭЯУ стоит необходимость обеспечивать современные требования для улучшения и рационализации проектных системных критериев. Одним из таких требований является запуск КЯЭУ на орбите базирования без специального источника нейтронов.

Физический пуск реактора на орбите базирования без специального источника нейтронов возможен за счет внешнего источника, формируемого комическим излучением.

Целью данной работы является проверка методики расчета мощности внешнего источника, обусловленного протонами космического излучения. В качестве объекта для проверки расчетной методики был выбран реактор ЯЭУ SNAP-10A. Расчеты проводились в программном комплексе MCNPX 2.6.

Применение расчетной методики позволит сократить время теоретического обоснования возможности запуска ректора на орбите базирования, а также оценить вклад внешнего источника нейтронов, формируемого космическим излучением, в мощность реактора.

Исследования по данной теме ведутся под руководством старшего научного сотрудника ГНЦ РФ-ФЭИ Алексеева П.А.

Литература

1. Алексеев П.А., Ехлаков И.А., Овчаренко М.К., Пышко А.П. О возможности пуска реактора на орбите за счет источника нейтронов, формируемого космическим излучением // Космическая техника и технологии, 2014. № 1 (4). С. 22 – 28.

2. Алексеев П.А., Ехлаков И.А. Исследование влияния космического излучения на формирование внешнего источника нейтронов в КЯЭУ // XI научно-техническая конференция «Молодежь в науке», Саров, ноябрь 2012 г.

ВОЗМОЖНОСТЬ РЕАЛИЗАЦИИ ЗАМКНУТОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА НА ТОПЛИВЕ ИЗ ОБЕДНЕННОГО УРАНА И ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРЕ БРЕСТ-ОД-300

А.А. Прец, А.Д. Сапар
Национальный исследовательский
Томский политехнический университет, г. Томск

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

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

Определение возможности реализации замкнутого ядерного топливного цикла на основе реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 строилось на том, что в реактор сам нарабатывает для себя топливо, во время конца кампании ядерного топлива из него извлекаются изотопы плутония и удаляются продукты деления, затем повторно загружаются.

Рассматривался вариант реализации замкнутого цикла, основанные на использовании нитридного топлива с обедненным ураном и энергетическим плутонием, как при стартовой загрузке, так и последующих циклах [1].

При работе реактора за счёт наработки вторичного топлива и последующего его использования после очистки от продуктов деления, полученное топливо вновь можно использовать, но при условии, что общая масса и процентное содержание урана и плутония будет неизменным.

При расчетах по данной схеме определено количество циклов загрузки ядерного топлива, а также изменение содержания урана и плутония в ядерном топливе, стоит отметить, что при стартовой загрузке данное соотношение составляло для урана и плутония 85,4% и 14,6%, соответственно, а масса загруженного топлива 26,6 тонн [2].

При работе реактора масса топлива уменьшается за счет процесса выгорания и в дальнейшем удалении продуктов деления из него. Для того чтобы длительность кампании ядерного топлива было в допустимых пределах, около 1500 эффективных суток, производится дозагрузка первоначального топлива, в каждом цикле в среднем производилась дозагрузка 1,1 тонны топлива, при этом масса выгруженного топлива и загруженного со временем выходят в стационар.

Данный вариант загрузки плутония выбран в связи с тем, что отработавшего ядерного топлива при работе реакторов типа ВВЭР скопилось достаточно большое количество, утилизировать его экономически нецелесообразно, но использовать плутоний из него его в топливе для реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 является оптимальным вариантом.

Исходя из полученных результатов стоит отметить, что реализация замкнутого цикла на основе реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 возможна при рассматриваемых параметрах, которая включает дозагрузку топлива в конце кампании ядерного топлива.

Литература

1. Селезнев Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах / Е.Ф.Селезнев. – Москва: Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2013. – 239 с.

2. Troyanov V.M., Grachev A.F., Zabud’ko L.M., Skupov M.V. Prospects for using nitride fuel in fast reactors with a closed nuclear

fuel cycle. // Atomic Energy, Vol. 117, No. 2, December, 2014 (Russian Original Vol. 117, No. 2, August, 2014).

РАЗРАБОТКА МОДУЛЯ ОТКРЫТОГО ПРОГРАММНОГО КОДА ДЛЯ ИНЖЕНЕРНЫХ РАСЧЕТОВ ФИЗИКИ РЕАКТОРА S_n-МЕТОДОМ

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

Реализация научно-исследовательских работ на современном уровне требует использования различного рода инструментов для численного анализа рассматриваемых процессов и особенностей анализируемой системы. Большинство таких инструментов для анализа физики реакторов – коммерческие закрытые комплексы. Эти инструменты не удовлетворяют таким требованиям, как доступность, простота пользования, возможность использования на персональных компьютерах с невысокими системными характеристиками.

Эти обстоятельства создают потребность в разработке открытого программного кода, позволяющего вносить и опробовать новые перспективные подходы к расчетному анализу физики реакторов всеми заинтересованными специалистами. Представленная работа является одним из фрагментов указанной задачи разработки открытого программного кода для анализа физики реактора. В работе рассматриваются основные аспекты разработки модуля, реализующего S_n-метод. Преимущества данного метода включают получение решения высокой степени точности лишь за счет изменения количества рассматриваемых направлений [1].

В основе разрабатываемого модуля лежит решение уравнения переноса нейтронов в S_n-приближении по угловой переменной в сочетании с методом конечных элементов по пространственной переменной [2].

Блок-схема разрабатываемого программного модуля представлена на рисунке 1.

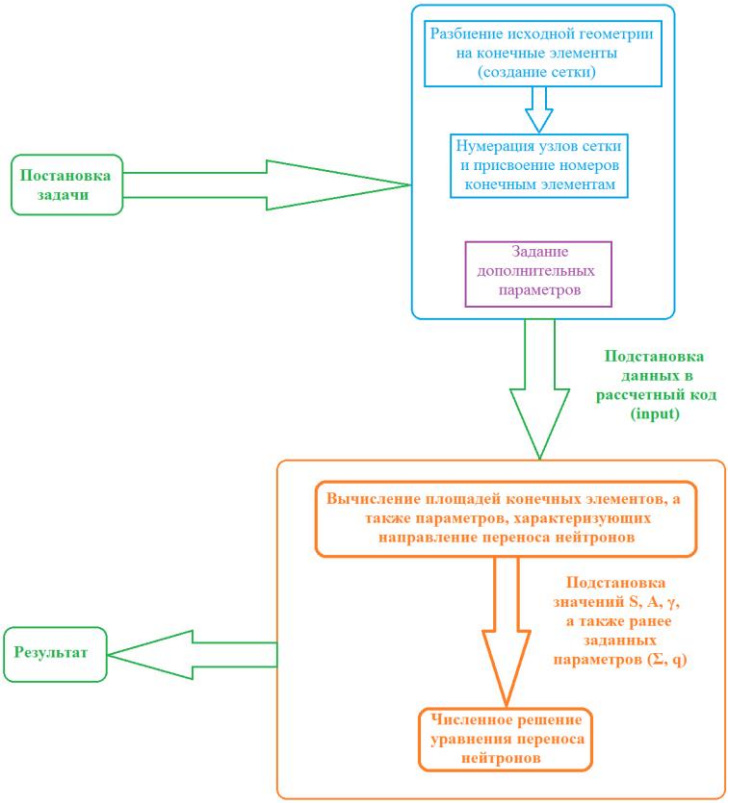


Рис. 1. Блок-схема разрабатываемого программного модуля

Литература

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

2. Сычугова Е.П. Решение уравнения переноса методом конечных элементов на неструктурированных треугольных сетках // Препринты ИПМ им. М.В. Келдыша. 2013. № 85. 24 с. URL: http://library.keldysh.ru/preprint.asp?id=2013-85

РАСЧЕТ МАТРИЦ МЕЖГРУППОВЫХ ПЕРЕХОДОВ НЕЙТРОНОВ ПРИ РАССЕЯНИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА SERPENT

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

Целью предлагаемой работы является изучение возможности получения многогрупповых констант, включая сечения рассеяния из группы в группу с использованием программного комплекса SERPENT 2.1.30[1]. Геометрия ячейки представлена на Рис.1.

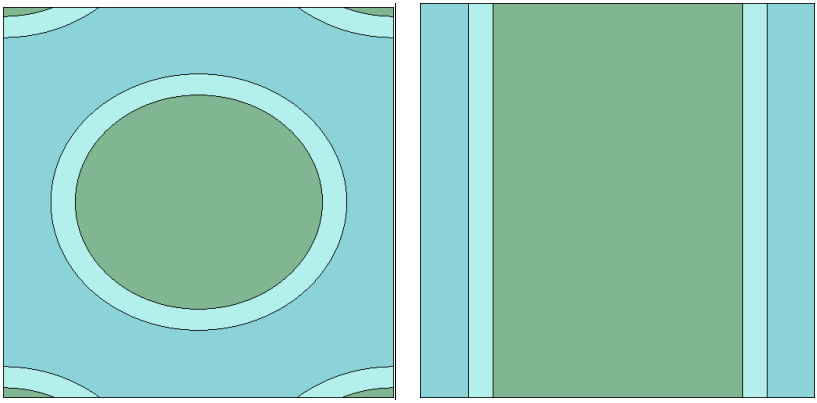


Рис. 1. Схема ячейки реактора типа ВВЭР

Полученные многогрупповые константы сравнивались с многогрупповыми константами, полученными традиционным способом с использованием программных комплексов NJOY и TRANSX[2] с использованием ряда приближений.

Помимо получения сечений межгрупповых переходов нейтронов рассеяния были получены значения $\nu\Sigma_f$, Σ_t, где ν – среднее количество нейтронов приходящихся на 1 акт деления; Σ_f - макроскопическое сечение деления; Σ_t - полное макроскопическое сечение.

Сравнение двух расчётов показало, что программный комплекс Serpent может быть использован для получения многогрупповых констант. Для дальнейшего уточнения и проверки возможностей программного комплекса Serpent будут произведены расчёты K_{inf} для обоих наборов многогрупповых констант.

Литература

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

2. R.E. MacFarlane, D.W. Muir. The NJOY Nuclear Data Processing System. Version 91. LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 1994.

3. Нейтронно-физический расчёт ядерных реакторов часть 1; Д.А.Клинов, В.В. Колесов; Обнинск 2002.

РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ МИШЕНИ ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОНУКЛИДОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ РЕАКТОРА ВВР-Ц С ПОМОЩЬЮ ЭВОЛЮЦИОННОГО МЕТОДА

П.А. Данилов[1], О.Ю.Кочнов[2]
[1]ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
[2]НИФХИ им. Л.Я. Карпова

В связи с растущими масштабами спроса на радиоизотопы в общем и для ядерной медицины в частности вопрос об оптимизации наработки радионуклидов на реакторах и ускорителях будет стоять в ряду основных, а его решение позволит удовлетворить потребности рынка, решить вопросы радиоактивных отходов, качества продукции и улучшения процесса производства.

На реакторе ВВР-ц, который находится на территории ОАО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск, производят такие широко-используемые радионуклиды как ^{131}I и ^{99}Mo. Их производство представляет собой многоступенчатый процесс, начиная от изготовления на заводе мишеней и загрузки в них стартового материала и заканчивая производством продукции с необходи-

мыми характеристиками для медицинских учреждений и их транспортировкой.

В работе рассмотрена возможность оптимизации процесса наработки ^{99}Mo за счёт модернизации конструкции мишени. За всё время работы реактора ВВР-ц было проведено только одно изменение конструкции мишени с типа стакан в стакане к типу труба в трубе с увеличением выхода необходимого изотопа. Однако, обоснование того, что последняя конструкция самая оптимальная по сравнению с другими возможными вариантами не проводилась.

Была создана модель активной зоны реактора ВВР-ц и экспериментального канала для производства ^{99}Mo с помещёнными в него двумя мишенями существующей на данное время конструкцией. Проведен сравнительный анализ результатов вычисления в программном комплексе Serpent k_{eff}, плотности потока нейтронов в материале мишени и энерговыделения в нём с результатами прошлых исследований.

Затем был проведён анализ энерговыделения для мишеней других конструкций, с простой геометрией (стержневая, крестообразная, двух трубчатая). Результаты расчёта показали, что крестообразная конструкция наименее оптимальная, а две другие сопоставимы с существующей конструкцией, если оценивать энерговыделение в нижних мишенях. Однако, общее энерговыделение для пары мишеней для всех отличных конструкций меньше, так как отсутствие свободного пространства внутри не позволяет разместить наконечник нижней мишени внутри верхней. Следовательно, верхняя мишень расположена выше, где плотность потока меньше.

Литература

1. Кочнов О.Ю., Колесов В.В., Фомин Р.В. Оценка энерговыделения в мишени с ураносодержащим материалом при производстве ^{99}Mo с использованием мишеней усовершенствованной конструкции на реакторе ВВР-ц//Известия вузов. Ядерная энергетика.2012. - №4. – С. 23-29.

2. Изотопы: свойства, получение, применение. В 2т. Т.1 / Под ред. В.Ю. Баранова. – М.: ФИЗМАЛИТ, 2005. – 600 с.

3. Jaakko Leppänen. Serpent – a continuous-energy Monte Carlo reactor physics burnup calculation code. User's manual. 2015, 164 pp.

ВЛИЯНИЕ СКОРОСТИ ТЕЧЕНИЯ ВОДЫ НА ТЕМПЕРАТУРНЫЕ РЕЖИМЫ РЕАКТОРА ИРТ-Т

В.Д. Бармакина
Национальный исследовательский
Томский политехнический университет, г. Томск

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

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

При создании модели использовались паспортные значения по геометрическим и материальным характеристикам ТВС. Данные, полученные на стадии физического расчета в программном комплексе MCU-5, о распределении энерговыделения по сечению и высоте активной зоны и топливных сборок использовались как входные параметры для теплового расчета. Каждый твэл был разбит на 10 участков по высоте, что позволило получить картину энерго, а затем и тепловыделения. Граничными условиями были заданы скорость на входе и давление на выходе из сборки.

Распределение температуры текучей среды в модели варьируется в диапазоне от 320 до 362 К (50 – 89 ^{o}C, без учета температуры топлива), максимальная температура соответствует обо-

лочке внешних твэлов, т.к. эта часть является наиболее энергонапряженной. Была проведена оценка влияния скорости на температуру поверхности твэл, найдено минимальное допустимое значение скорости, после которой происходит перегрев твэлов – 1,3 м/с.

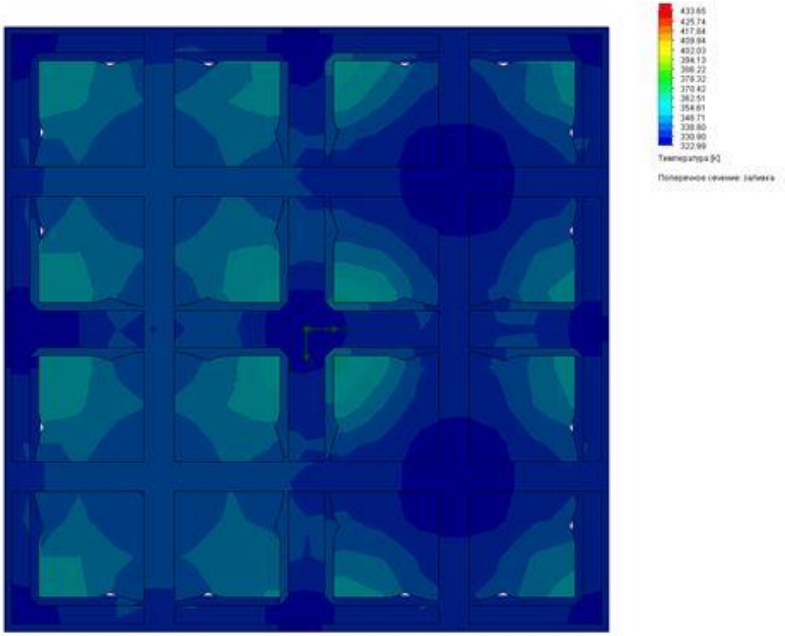


Рис. 1. Распределение температуры в поперечном сечении сборки из двух восьмитрубных и двух шеститрубных ТВС ИРТ-3М, находящейся в активной зоне реактора ИРТ-Т при скорости течения 1,3 м/с.

На рисунке 1 видно, в каких местах происходит максимальная тепловая нагрузка на сборку: это угловые зоны твэлов. Обмен теплом между ТВС незначителен, в дальнейшем для упрощения расчета можно его не учитывать.

Литература

1. Методика и результаты теплового расчета твэлов реактора ИРТ-Т: Известия вузов. Физика. №4/2 / Наймушин А.Г., Чертков Ю.Б., Лебедев И.И. [и др.]. Томск : Изд-во ТГУ, 2013. 329 с.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ CSAS6 ДЛЯ АНАЛИЗА КРИТИЧНОСТИ БФС

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

В работе проводится расчет эффективного коэффициента размножения активной зоны (АЗ), также таких физических важных характеристик как распределение потоков нейтронов по АЗ, энергетического спектра нейтронов, среднего числа нейтронов на одно деление, средней энергии деления, среднего свободного пробега нейтронов в системе.

В работе в качестве расчетной модели был выбран эталонный эксперимент БФС2-62-3А [1]. Этот эксперимент был проведен на БФС-2 (ФЭИ, г.Обнинск) в 2000 г. и предназначался для симуляции АЗ реактора БН-600 с гибридным U-Pu топливом и отражателем из нержавеющей стали. В ходе эксперимента были проведены измерения параметра критичности, спектральных индексов, радиального распределения скорости деления, эффектов реактивности стержней СУЗ и натриевого пустотного эффекта реактивности.

Расчет физических характеристик производился с помощью модуля по анализу критичности CSAS6 входящим в состав программного пакета «SCALE» и использующим код Монте-Карло KENO-VI [2].

Результаты расчета эффективного коэффициента размножения приведены в таблице 1. Распределение потоков нейтронов по радиусу АЗ в центральной плоскости приведено на рис. 1.

Таблица 1. Сравнение результатов расчета эталонных моделей.

$K_{эфф}$, KENO-VI	$K_{эфф}$, MMKKENO	Эталонное значение $K_{эфф}$
0,9975 $\pm$0,0003	1,0022 $\pm$0,0002	1,0008 $\pm$0,0030

Как видно, в пределах доверительных интервалов, расчетные значения совпали с эталонными. Разница между значениями составила 0,08%.

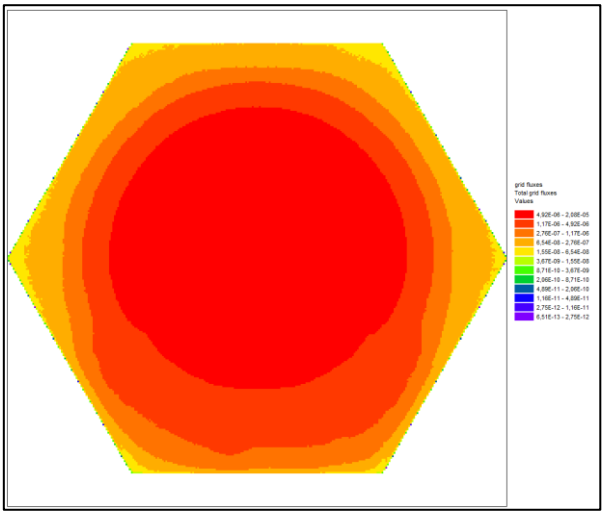


Рис. 1. Радиальное распределение потоков нейтронов

Выпуклость потока в нижнюю часть АЗ обусловлена наличием в этой области 120-градусного сектора состоящего из стальных стержней, выполняющих роль отражателя.

Литература

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

2. Petrie L.M., Bekar K.B., Hollenbach D.F., Goluoglu S. CSAS6: control module for enhanced criticality safety analysis with KENO-VI. – Oak Ridge National Laboratory: 2016 г., 217 с.

РАЗРАБОТКА ИНЖЕНЕРНОГО РАСЧЕТНОГО КОДА ДЛЯ АНАЛИЗА ФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В РЕАКТОРЕ P_n-МЕТОДОМ СОПРЯЖЕННЫМ С S_n-МЕТОДОМ

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

Тенденции развития вычислительной техники и потребность в высокоточном численном решении уравнения переноса, детально описывающем, расчетную область в трехмерной геометрии, приводит к тому, что при выполнении многих научно-исследовательских работ на качественном уровне необходимо применять различные инструменты для численного анализа систем и процессов.

В настоящее время существует и применяется множество методов для расчета и анализа физических процессов реактора. Все эти методы, как правило, реализованы в различных программных комплексах. В то же время для решения расчётных задач, в узкоспециализированном профиле требуется гибкость, доступность и открытость кода. Большинство известных программных комплексов, использующихся для расчетного анализа физики реактора, ограничены тем, что: реализуют обобщённые задачи; закрытостью кода и отсутствием возможности настройки инструмента под частные задачи отдельных пользователей. Все это ограничивает возможности применения данных комплексов.

Поэтому имеется необходимость в разработке открытого программного кода, который будет доступен всем заинтересованным специалистам и будет позволять гибко и тонко настраивать программу под решение частных уникальных задач.

Данная работа - это часть задачи по разработке открытого расчетного кода, в перспективе позволяющему разрабатывать новые и совершенствовать существующие численные методы анализа физических процессов реактора. [1].

Основой для данного программного модуля является решение уравнения переноса нейтронов в S_n-приближении сопря-

женным с P_n-приближением в сочетании с методом конечных элементов, что даст возможность использовать преимущества каждого приближения. В P_n-приближении используются полиномы Лежандра, которые удобны при изучении анизотропного рассеяния, и при их использовании отсутствует какая-либо связь между уравнениями для различных компонент разложения. S_n-метод прост и экономичен с точки зрения программной реализации и объема вычислений. [2].

На рисунке 1 представлена упрошенная блок-схема разрабатываемого программного модуля.

Рис. 1. Блок-схема разрабатываемого программного модуля

Литература

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

2. Сычугова Е.П. Решение уравнения переноса методом конечных элементов на неструктурированных тетраэдральных сетках // Препринты ИПМ им. М.В. Келдыша. 2013. № 85. 24 с. URL: http://library.keldysh.ru/preprint.asp?id=2013-85

ОПТИМИЗАЦИЯ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ СЕРИЙНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОИЗОТОПОВ

Р.О. Зыкова, Ю.Е. Каражелевская, А.М. Терехова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Строительство исследовательских реакторов для проведения испытаний в различных областях науки и наработки радиоизотопов является одним из перспективных направлений ГК «Росатом». Создание реактора, направленного на производство радиофармпрепаратов позволит значительно увеличить их количество на рынке сбыта и уменьшить стоимость продукции.

Целью работы является разработка оптимальной комбинации топлива для серийного исследовательского реактора, предназначенного для наработки радиоизотопной продукции.

Активная зона исследовательского реактора представляет собой совокупность 85 укороченных ТВС ВВЭР-440 с бериллиевым отражателем толщиной 13 см. Высота активной зоны 156 см, а диаметр 144 см. Мощность реактора – 10 МВт[1].

В работе рассмотрено 4 топливные композиции, которые позволят исследовательскому реактору поддерживать 10 летнюю топливную кампанию: $UC+ThC_2$, $PuC+ThC$, UO_2+ThO_2, PuO_2+ThO_2. Работа проводилась в программном комплексе «SERPENT»[2].

В ходе работы было смоделировано размещение в активной зоне стержней СУЗ и технологических каналов. Количество стержне СУЗ рассчитывалось исходя из того, что реактор должен быть подкритичен (не менее 3%) при полностью погруженных ОР СУЗ. В активную зону было помещено 6 технологических каналов. Их расположение в активной зоне можно увидеть на рисунке 1.

Для каждой топливной комбинации был проведен нейтронно-физический расчет, показавший, что оптимальным составом, который подходит для данного реактора, является UO_2+ThO_2. С этим составом топлива будут проводится дальнейшие исследования.

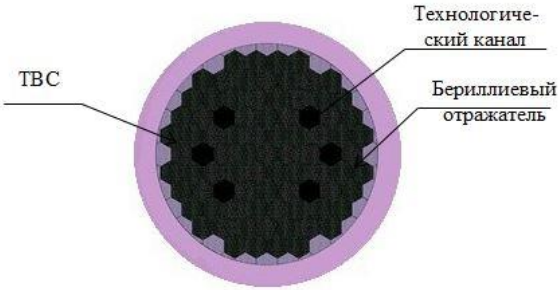


Рис.1. Активная зона реактора

Литература

1. Зевякин А.С., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М., Лазаренко Д.Г., Лазаренко Г.Э., Зыкова Р.О. Концепция исследовательского реактора малой мощности для наработки радиоизотопов и ядерной медицины / Безопасность ядерной энергетики [Электронный ресурс]: тез. докл. XIII Междунар. науч.-практ. конф., 31 мая – 2 июня 2017 г. /ВИТИ НИЯУ МИФИ [и др.]. – Волгодонск: [Б.и.], 2017. – 1 электрон. опт. диск [CD]. – ISBN 978-5-7262-2364-3

2. Каражелевская Ю.Е., Колесов В.В., Терехова А.М. Учебное пособие. Использование программного комплекса SERPENT для проведения нейтронно-физического расчета реакторов по курсу « Физический расчет ядерных реакторов». – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2016. – 54 с.

РЕАКТОР МАГИСТР-ИАТЭ

А.А. Приходько, Э.М. Дзугкоева, Т.Л. Бобровский,
Г.Э. Лазаренко
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В современной атомной энергетике одним из перспективных направлений подготовки является создание реакторов сверхмалой и малой мощности.

При достижении приемлемых условий окупаемости, безопасности и надежности, такие реакторы могут найти достаточно широкий спектр применения в удаленных и труднодоступных районах, для автономного энергоснабжения военных объектов, для теплоснабжения и электроснабжения крупных зданий и т.п.

Речь пойдет о кипящем водо-водяном реакторе для атомных станций энергоснабжения малой и сверхмалой мощности 10-100 кВт с прямым преобразованием энергии. Предполагается, что реактор будет располагаться и эксплуатироваться в условиях вечной мерзлоты тяжелой доступности. Основные характеристики представлены в таблице 1.

Таблица 1

Характеристики реактора

Параметр	Значение
Тепловая мощность реактора ($Q_{тепл}$), кВт	200
Электрическая мощность реактора ($W_{эл}$), кВт	10
Среднее давление в рабочем корпусе (P), МПа	1,6
Число контуров	2
Компоновка реакторной установки	Интегральная
Активная зона	
Высота активной зоны (На.з.), мм	1000
Эффективный радиус активной зоны, мм	500
Материал топлива	UO_2
Обогащение, %	2,4
Количество ТВС	36
Форма ТВС	шестигранная
Размер ТВС под «ключ» ($h_{кл}$) (аналог ВВЭР-440), мм	144
Теплоноситель	
Материал теплоносителя	H_2O
Температура теплоносителя (T_{H2O}), °C	200

Реакторная установка вместе с корзиной активной зоны размещается в бетонном цилиндрическом колодце. Между бетоном и корпусом находится слой изоляции, толщина стального кор-

пуса составляет 15 мм. В нижней части реактора располагается корзина шестигранного сечения в которой находится активная зона.

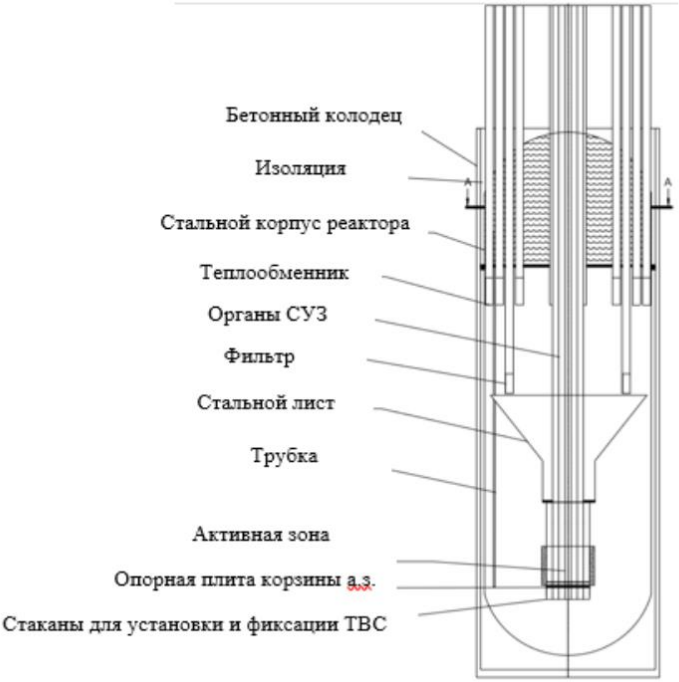


Рис. 1. Компоновка реактора МАГИСТР-ИАТЭ

Предусматривается доставка готовых заводских модулей к площадке АС с минимальным объемом строительно-монтажных работ на площадке и эксплуатация вахтовым методом минимальным объемом эксплуатационного персонала, не требующего высокой квалификации.

Разработанная конструкция реактора и его конструктивных элементов позволяет:

- Увеличение диаметра бака реактора до 4.5 метров позволяет снизить дозовую нагрузку на материал стенки бака, что допускает его переработку как обычного металлического лома после непродолжительной выдержки и отмывки

- Низкий уровень плотности энерговыделения в а.з. реактора позволяет обеспечить продолжительную бесперегрузочную кампанию, что существенно упрощает эксплуатацию и снижает эксплуатационные расходы.
- Использовать промышленную освоенную технологию изготовления топлива и ТВЭЛ.

Литература

1. Левченко В.А., Лебедев Л.А., Казанский Ю.А. Нейтронно-физические основы и теплогидравлические характеристики реакторной установки МАСТЕР – 30. / Научная сессия НИЯУ МИФИ – 2015: аннотации докладов . Том 3. Москва, 2015 с.326

2. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. – М.: Энергоатомиздат, 1990 – 352с.

РАЗРАБОТКА ТЭГ ДЛЯ АЭС СВЕРХМАЛОЙ МОЩНОСТИ

Э.М. Дзугкоева, Т.Л. Бобровский, А.А. Приходько, Г.Э. Лазаренко
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В современной атомной энергетике одним из перспективных направлений исследований является создание реакторов малой и сверхмалой мощности.

При достижении приемлемых условий окупаемости, безопасности и надежности, такие реакторы могут найти широкий спектр применения в удаленных и труднодоступных районах, для автономного энергоснабжения военных объектов, теплоснабжения и электроснабжения крупных зданий и т.п.

Реактор «МАГИСТР-ИАТЭ» - кипящий водо-водяной реактор, разработанный для атомных станций энергоснабжения малой и сверхмалой мощности 10-100 кВт с применением прямого преобразования энергии.

Целью работы является разработка модели генератора для АЭС малой мощности. В основу модели генератора легла погружная колба, внутренняя поверхность которой представлена системой термоэлектрических модулей (разработка компании «КРИОТЕРМ», г. Санкт-Петербург) [1]. Выбор модулей осуществляется с учетом параметров среды (T_c = 30ºС, T_h = 200ºС, Р = 16 атм) [2].

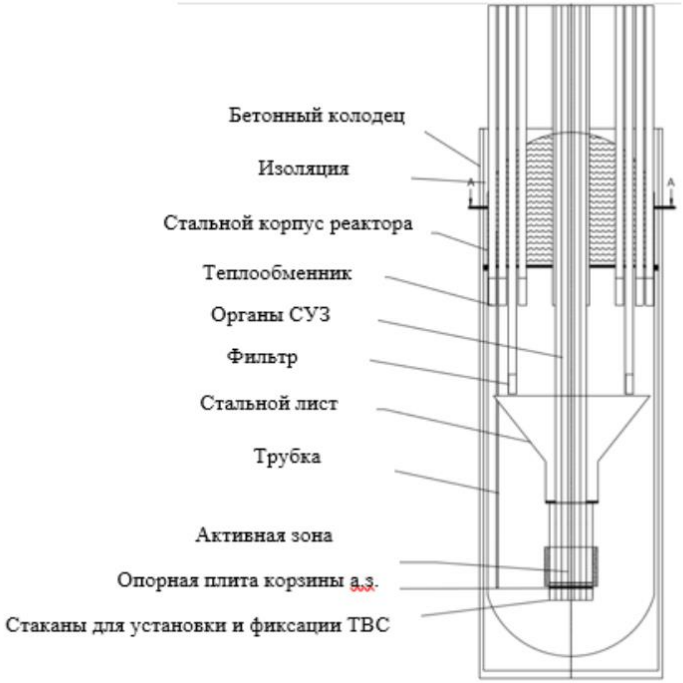


Рис. 1. Компоновка реактора МАГИСТР-ИАТЭ

Модули соединяются параллельно в вертикальной линии. В горизонтальной проекции система модулей имеет многоранную геометрию. Края элементов герметизируются высокотеплопроводной пастой (типа КПТ-15). Плотное прилегание модулей к стенке реактора обеспечивается давлением в 16 атм. Контакт с внутренней стенкой колбы производится за счет отсоса воздуха за элементами. Подобное решение обеспечивает повышение

коэффициента теплопередачи и, следовательно, более эффективную генерацию

Литература

1. Генераторные модули / [Электронный ресурс] – Режим доступа: http://kryothermtec.com/ru/thermoelectric-modules-for-power-generation.html (дата обращения 24.04.18)

2. Спецификация Генераторного Термоэлектрического Модуля/[Электронный ресурс] – Режим доступа: http://kryotherm.ru/filter_result.php (дата обращения 30.04.18)

СИСТЕМА ФИЛЬТРАЦИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РЕАКТОРА «МАГИСТР-ИАТЭ»

Т.Л. Бобровский, Э.М. Дзугкоева , А.А. Приходько, Г.Э. Лазаренко
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Для малоосвоенных территорий за полярным кругом имеется потребность в надежном и автономном источнике энергии. Одним из решений является ядерный реактор малой мощности. Студентами ИАТЭ была предложена концепция реактора «МАГИСТР-ИАТЭ». Данный реактор является кипящим корпусным реактором. Для производства электричества используется термоэлектрический метод преобразования энергии.

Так как данный реактор является кипящим, необходима тщательная отчистка теплоносителя. В ходе работы реактора в теплоноситель поступают вещества, которые могут повлиять на стабильность работы реактора. Для решения данной проблемы необходимо создать очистительную систему для теплоносителя. Данная система должна быть надежной и автономной.

Так как электрическая мощность реактора мала, то необходим способ циркуляции воды, не нуждающийся в насосах. В данном реакторе этот способ может быть реализован путем создания избыточного давления над шахтой фильтра. Избыточное давление создается накоплением капель кипящей воды в уширении верха шахты, которое находится на небольшом расстоя-

нии от поверхности воды. Таким образом, может быть осуществлена циркуляция в шахте фильтра. Но при данном способе создается слишком малое избыточное давление, что накладывает ограничения на пропускную способность фильтров. Система фильтров дублирована, для увеличения эффективности фильтрации.

Для удаления твердых частиц, вода проходит через механический фильтр. Механический фильтр должен задерживать нерастворимые частицы. Наиболее подходящим является пористая керамика. Она хорошо задерживает дисперсные частицы и при этом остается химически нейтральной. Затем после отчистки от крупной фракции осуществляется отчистка катионным фильтром. Так как в результате ионного обмена в фильтре остаются ионы H^+, то чтобы погасить кислотность среды, используется уже анионный фильтр. Картриджи фильтров являются сменными.

Удаление газообразных продуктов распада осуществляется через систему сдувки. В ней предусмотрена установка дожигания гремучей смеси, конденсационная камера для водяного пара, емкость для хранения собранных газов.

Для точных данных по характеристикам фильтров, необходимо рассчитать рабочие параметры реактора, а также исследовать высокотемпературные ионообменные смолы способные работать при температуре порядка 200 ^{o}C.

ВЛИЯНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ ПО ВЫСОТЕ КАНАЛА НА ТОЧНОСТЬ РАБОТЫ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ ИЗМЕРЕНИЯ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ И ИЗМЕРЕНИЯ ОТКЛОНЕНИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ РЕАКТОРА ЭГП-6

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

Цель работы – повышение безопасности ядерных энергетических установок, продление срока службы графитовых блоков

и технологических каналов с помощью критериев управления по измерению отклонений технологических каналов от вертикали, контроль состояния конструкционных материалов и разработка критериев проведения системного анализа, учтя сложные условия эксплуатации ядерной установки.

Проблема в том, что под действием радиационного облучения и температуры в процессе длительной работы канального ядерного реактора, происходит изменение физических свойств металла и графита [3]. Канальные трубы претерпевают деформацию. Диаметр каналов увеличивается. Разбухание графита под действием облучения приводит к уменьшению диаметра графитовой ячейки. В результате зазор между каналом и графитовой ячейкой уменьшается вплоть до полного обжатия и заклинивания канала [2].

Система предназначена для контроля искривления и диаметра ячеек графитовой кладки реакторов в двух, взаимно перпендикулярных плоскостях, в процессе проведения планово-профилактических и капитальных ремонтов [1].

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

Была проанализирована температура в АЗ по высоте канала во время работы системы. Детально рассмотрена работа СГК (сборных групповых коллекторов) и РГК (раздаточных групповых коллекторов), а также действие задвижек коллекторов. Рассмотрена работа ёмкостей охлаждения, которые служат для поддержания температуры в канале. Из исследований было получено, что в идеале, температура в канале при диагностики должна составлять 80°С, но в действительности по высоте канала это не так.

В работе было исследовано влияние температуры по высоте канала на точность работы автоматизированной системы изме-

рения геометрических параметров графитовой кладки и измерение отклонений технологических каналов от вертикали канальных реакторов. Были измерены углы, при разных температурах жидкости, оборудования системы.

Благодаря диагностике канала и кладки, персонал АЭС будет иметь точное представление о состоянии АЗ, минимально подвергая себя облучению.

Литература

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

2. Трофимов А.И. Ультразвуковые системы контроля искривлений технологических каналов ядерных реакторов. / М.: Энергоатомиздат,1994. – 230с.

3. Трофимов А.И., Егупов Н.Д. Приборы и системы контроля ядерных энергетических установок: учеб. Пособие – М. Энергоатомиздат, 1999. – 494 с.

ГЕТЕРОГЕННАЯ ПОПРАВКА ПРИ СОПОСТАВЛЕНИИ РАЗЛИЧНЫХ КОНСТРУКЦИЙ БЫСТРОГО РЕАКТОРА И ЕГО МОДЕЛИ НА КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ БФС

Г.В. Карпович, Ю.А. Казанский
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Работа посвящена сравнению расчетных нейтронно-физических характеристик реактора и его модели на критическом стенде БФС с целью выяснения влияния гетерогенного размещения материалов на рассчитываемые параметры реактора ($k_{эфф}$, $\beta_{эфф}$, полный натриевый пустотный эффект реактивности - НПЭР, σ_f и σ_c для тяжелых ядер) Для обнаружения данного влияния были созданы расчетные модели и были использованы расчетные средства, полностью исключающие воздействие иных эффектов на результат (расчет методом Монте-Карло,

одинаковые базы оцененных ядерных данных, идентичные изотопные составы и количества материалов, наиболее детальное описание геометрии моделируемых систем) – но с разным геометрическим расположением материалов в моделях, что создает гетерогенные эффекты.

В работе использовались данные для модели реактора БН-1200; на основе этих данных было создано три типа моделей: гомогенизированная по единичным ТВС, гетерогенная с соблюдением конструкций ТВС всех типов, модель на стенде БФС. Во всех трех моделях массы, удельные объемы и изотопные составы всех материалов совпадают. В виду поставленной задачи, последняя модель не воспроизводит все особенности БФС (реальные материалы блочков, плотности используемых материалов) – а подогнана под условия БН-1200 с сохранением использования металлического плутония в блочках БФС.

Для всех трех типов моделей были созданы различные варианты с целью выделения влияния гетерогенного эффекта на утечку нейтронов:

1) топливная часть ТВС активной зоны в бесконечной размножающей среде;
2) ТВС активной зоны с аксиальной утечкой;
3) полномасштабная модель активной зоны.

Во всех случаях использовались два состава плутония – военный (92% ^{239}Pu) и гражданский (~60% ^{239}Pu).

Все расчеты проводились с помощью Монте-Карло кода Serpent 2.1.30 (VTT, Финляндия).

Моделирование показало, что при переходе от модели БН-1200 к модели БФС:

- гетерогенный эффект для $k_{эфф}$ составляет около 9% (~36 $\beta_{эфф}$) при использовании гражданского плутония (для военного плутония - 1%);
- для всех составов плутония на 120 кэВ увеличивается средняя энергия делящего нейтрона, что объясняется использованием металлического плутония в индивидуальных блочках – отдельно от разбавитсля (обедненного урана);

Результаты данной работы помогут учесть влияние гетерогенных эффектов при моделировании на БФС активных зон средних и малых реакторов.

КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТЬ АТОМНЫХ ЭНЕРГОИСТОЧНИКОВ МЕГАВАТТНОГО КЛАССА В АРКТИКЕ

Д.О. Смоленцев
ИБРАЭ РАН, г. Москва

Конкурентоспособность энергоисточников определяется себестоимостью вырабатываемой продукции (электроэнергия, тепло), рассчитанной с учетом затрат всего жизненного цикла. Атомные станции малой мощности (АСММ) могут конкурировать с традиционными источниками энергии в зонах децентрализованного энергоснабжения [1], где стоимость органического топлива кратно возрастает по сравнению с закупочной ценой за счет транспортной составляющей.

При снижении мощности АСММ возрастают удельные капиталовложения в их сооружение (степенная зависимость с показателем степени от 0,3 до 0,6) [2, 3], и, следовательно, возрастает себестоимость отпускаемой электроэнергии. Атомные энергоисточники установленной мощностью несколько мегаватт и ниже рассматриваются как конкурентоспособная альтернатива ДЭС, обеспечивающим автономное энергоснабжение удаленных единичных или групп потребителей. Предметом исследования являлись: транспортабельная АСММ мощностью 1 МВт и необслуживаемая энергоустановка мощностью 100 кВт (атомная термоэлектрическая станция).

Удельные интегральные затраты (LCOE — Levelized Cost of Electricity) типовых конфигураций ДЭС для потребителей с уровнем нагрузки порядка 100 кВт и 1 МВт достигают 80 и 50 руб./кВт·ч соответственно. При оценке конкурентоспособности атомных энергоисточников мегаваттного класса на основании доступной информации по АСММ был подобран показатель степени зависимости удельных капиталовложений от установ-

ленной мощности, определены коэффициенты масштаба для удельных капиталовложений и стоимость создания. Двумя способами рассчитана предельная стоимость атомных энергоисточников мегаваттного класса: приравниванием LCOE и интегральных затрат (без учета дисконтирования, инфляции, налогов и сборов). Эксплуатационные затраты атомных энергоисточников принимались в расчет с учетом коэффициентов масштаба для удельных капиталовложений и без, что соответствует нижним и верхним значениям предельной стоимости. Результаты расчетов представлены в таблице 1.

Таблица 1

Оценочная и предельная стоимости создания атомных энергоисточников мегаваттного класса

Способ расчета стоимости (серийные образцы)	Мощность АСММ	
	100 кВт	1 МВт
Оценка, млрд руб.	до 1	2—3
Предельная стоимость (метод LCOE), млрд руб.	0,7—1,1	4,5—5,8
Предельная стоимость (метод интегральных затрат), млрд руб.	0,9—1,4	6,1—7,6

Предложенные подходы и полученные результаты могут быть использованы на всех стадиях проектирования атомных энергоисточников мегаваттного класса для контроля сохранения их статуса конкурентоспособности. Исследование было выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 17-08-00947.

Литература

1. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики. — Т. 2 / Под ред. акад. РАН А. А. Саркисова. — М.: Академ-Принт, 2015. — 387 с. — URL: http://www.rfbr.ru/rffi/ru/books/o_1930389.

2. Approaches for assessing the economic competitiveness of small and medium sized reactors. — Vienna: Intern. Atomic Energy Agency, 2013.

3. Reduction of Capital Costs of Nuclear Power Plants / OECD. — Paris, France (IEA/NEA 2000), 2000.

РАСЧЕТ КРИТИЧНОСТИ БОЛЬШОГО ФИЗИЧЕСКОГО СТЕНДА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РАЗЛИЧНЫХ МНОГОГРУППОВЫХ ПРИБЛИЖЕНИЙ

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

В работе приведены результаты расчётов эффективного коэффициента размножения эталонного эксперимента БФС-2-62-3А, который является одним из вариантов серии экспериментов БФС-62 для реакторной установки БН-600 с гибридным U-Pu топливом (MOX) на базе критического стенда БФС-2. Эксперимент был реализован для определения основных нейтронно-физических характеристик топливной загрузки активной зоны реакторной установки.

В качестве расчётного инструмента выбран модуль для анализа критичности CSAS6 программного комплекса SCALE, основанный на методе Monte-Carlo.

В работе использованы файлы с непрерывной зависимостью сечений от энергий (CE), полученные на основании библиотек ENDF/B-VII.1, а также несколько библиотек многогрупповых констант (MG), рассчитанных на основании ENDF/B-VII.0 и ENDF/B-VII.1.

В таблице приведено сравнение результатов расчетов с использованием непрерывного представления энергии и 252-группового.

Таблица 1

Сравнение результатов расчетов для различных подходов

	252 ENDF/B-VII.1	CE ENDF/B-VII.1	Эталонное значение
Эффективный коэффициент размножения k_{eff}			1.0008
Время расчета, мин.			

Литература

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

2. Petrie L.M., Bekar K.B., Hollenbach D.F., Goluoglu S. CSAS6: control module for enhanced criticality safety analysis with KENO-VI. – Oak Ridge National Laboratory: 2016 г., 217 с.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ КАССЕТЫ РЕАКТОРА ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОИЗОТОПОВ

В.Ю. Колмыков, А.С. Зевякин, Ю.Е. Каражелевская, А.М. Терехова
ИАТЭ НИЯУ МИФИ г. Обнинск

Исследовательский реактор, предназначенный для экспорта в страны с развивающейся атомной отраслью, требует технологий, обеспечивающих максимальную безопасность для персонала и оборудования ЯЭУ даже в случае ошибок оперативного персонала и минимальную возможность доступа к активной зоне. Целью данной работы является теплогидравлический расчет кассеты реактора для проверки необходимых параметров.

Активная зона реактора собрана из шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС), содержащих тепловыделяющие элементы (твэл) стержневого типа с сердечником в виде топливных таблеток, находящихся в оболочке из циркониевого сплава. В тепловыделяющих сборках твэлы размещены в треугольной решетке.

Таблица 1

Результаты теплогидравлического расчета

	Теплоноситель	Топливо	Газовый зазор	Оболочка твэла
Средняя температура, °С	73,4	121,9	100,1	89,7
Максимальная температура, °С	94,0	129,2	128,8	104,8

Для проведения теплогидравлического расчета использовался программный комплекс ANSYS CFX. Результаты расчета распределения температур по топливу, теплоносителю и оболочкам твэлов представлены в таблице 1.

По итогам расчета, в канале не наблюдается кипение теплоносителя, а температуры других составляющих канала также не превышают предельно допустимые.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ МИШЕНИ СТЕРЖНЕВОГО ТИПА ДЛЯ НАРАБОТКИ РАДИОИЗОТОПОВ

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

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

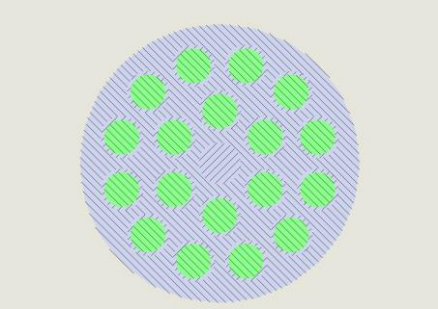


Рис. 1. Мишень стержневого типа

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

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

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

Литература

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

АДАПТАЦИЯ ПРОГРАММЫ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО РАСЧЕТА ТВС РЕАКТОРОВ ТИПА БН MIF

И.С. Курков, А.Р. Давтян, А.В. Михалев, Г.П. Богословская
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинскя

Программа MIF предназначена для расчета установившихся полей скорости (расхода) и температуры в ТВС с номинальной геометрией и в формоизмененных ТВС, охлаждаемых жидкометаллическим теплоносителем. Учитывается деформация твэльной решетки, возникшая в результате изгиба чехла ТВС, изгиба пучка твэлов, распухания и овализации твэлов, стохастических отклонений положения твэлов от номинального значения и другие факторы [1]. Цель настоящей работы – перевод программы поканального теплогидравлического расчета быстрых реакторов MIF на современный объектно-ориентированный язык и адаптация её для образовательного процесса.

В ходе работы было проведено восстановление работоспособности программы MIF, которое состояло в следующем:

1) Сбор необходимой информации и текста исходных кодов

2) Разбор алгоритма, блок-схемы и отдельных блоков программы

3) Восстановление работоспособности MIF, которое состояло в следующем:

a. Перевод кода в кодировку ANSI

b. Разбитие кода на участки с последующей его компиляцией и отладкой

c. Сбор кода в единую программу, компиляция и устранение ошибок

d. Тестовые запуски

e. Модернизация

4) Отработаны блоки ввода и вывода информации

Основные данные необходимые для расчета в программе: размер ТВС, количество твэлов, энерговыделение, температура входа и выхода в ТВС.

```
ТЕМПЕРАТУРА ЭЛЕМЕНТОВ

                    560.  570.  576.  577.  576.  571.  560.

                571.  582.  590.  593.  593.  591.  583.  571.

            576.  590.  598.  602.  603.  602.  598.  591.  576.

        577.  593.  602.  606.  607.  607.  606.  603.  594.  578.

    576.  593.  603.  607.  609.  609.  609.  608.  604.  594.  577.

571.  590.  602.  607.  609.  610.  610.  609.  608.  603.  592.  571.

560.  582.  597.  605.  609.  610.  610.  610.  609.  606.  599.  584.  560.

571.  590.  602.  607.  609.  610.  610.  609.  608.  603.  592.  571.

    576.  593.  603.  607.  609.  609.  609.  608.  604.  595.  576.

        577.  593.  602.  605.  607.  607.  606.  603.  595.  578.

            576.  590.  597.  602.  603.  602.  599.  591.  576.

                571.  582.  590.  593.  594.  591.  583.  571.

                    560.  571.  576.  577.  576.  571.  560.
```

Рис. 1. Распределение температур твелов в ТВС

В результате расчета могут быть получены данные о температуре, сечениях каналов, скоростях потока теплоносителя в любом сечении по высоте.

Пример выходных данных представлен на рисунке 1.

Поскольку данная программы не учитывает тип реактора, а только данные о ТВС и теплоносителе, ее целесообразно ис-

пользовать для расчета различных сборок промышленных и исследовательских реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем (например МБИР) при условии размещения в них шестигранных ТВС.

Литература

1. Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М. Межканальный обмен в ТВС быстрых реакторов: расчетные программы и практические приложения. М.: Энергоатомиздат, 1991.

2. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Тепломассообмен в ядерных энергетических установках Издательство: Энергоатомиздат 2000.

ПЕРСПЕКТИВЫ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОИЗОТОПОВ В РЕАКТОРАХ С ЖЕСТКИМ НЕЙТРОННЫМ СПЕКТРОМ

А.С. Зевякин, Г.Л. Хорасанов
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Производство изотопов – эффективная отрасль российской экономики. Только экспорт изотопов ежегодно приносит стране не менее $35 млн, возможно, что через десять лет эта цифра увеличится на порядок [1].

В данной работе рассматривается возможность производства не топливных изотопов в жестком спектре нейтронов. В литературе можно встретить способы наработки радиоактивных изотопов в реакторе на быстрых нейтронах с использованием модифицированных стандартных ТВС реактора БН. Сборка-мишень имеет конструкцию и геометрические размеры, аналогичные рабочей ТВС реактора, из которой удалены несколько центральных ТВЭЛ и на их место помещены ампулы или контейнеры с мишенями со стартовым материалом. Облучательную сборку описанной конструкции, по данному способу помещают в боковую зону воспроизводства или даже в активную зону реактора на быстрых нейтронах, где ее облучают нейтронами

жесткого спектра, характерного для реактора на быстрых нейтронах [2].

Для примера в настоящей работе рассматривается получение радиоизотопа медицинского назначения ^{90}Y из ^{90}Zr с помощью реакции (n, p). Данный способ наработки примечателен тем, что в ходе реакции не образуется ^{90}Sr, изотоп – опасный для здоровья человека. Штатный способ получения ^{90}Y – выделение из ^{90}Sr и очистка полученной смеси от ^{90}Sr до технической чистоты порядка 1мкКи/Ки.

Возможен также способ наработки ^{90}Y из ^{93}Nb с помощью реакции (n, α). Данный способ примечателен тем, что, хотя сечение реакции (n, α) небольшое (не более 1 мбарн), ^{93}Nb распространён в природе с обогащением 100%, благодаря чему также упрощается очистка нужного изотопов от примесей..

Реакциями (n, p) широко пользуются при производстве медицинских радиоизотопов в исследовательских и изотопных реакторах в тех случаях, когда сечения этих реакций достаточны велики в нейтронных спектрах этих реакторов, например реакция $^{35}Cl_{17}(n, p)^{35}S_{16}$.

Приведенные выше примеры реакций более эффективно протекают в реакторах с жестким спектром, в которых доля жестких нейтронов (E_n>0,8 МэВ) достаточно велика. Такой спектр нейтронов можно получить в реакторах типа БРУЦ, разрабатываемых в ИАТЭ НИЯУ МИФИ. В этих разработках указывается на возможность создания быстрых свинцовых реакторов с металлическим плутониевым топливом со средней энергией нейтронов в центре активной зоны порядка 0,8-0,9 МэВ и долей жестких нейтронов в нейтронном спектре до 35% [3].

Литература

1. Бесплатная интернет библиотека. [Электронный ресурс] режим доступа: http://lib.knigi-x.ru/23tehnicheskie/ (дата посещения 08.01.2018).

2. Поиск патентов и изобретений СССР и РФ. [Электронный ресурс] режим доступа: http://www.findpatent.ru/ (дата посещения 10.01.2018).

3. Хорасанов Г.Л., Самохин Д.С., Зевякин А.С., Земсков Е.А., Блохин А.И. Свинцовый реактор малой мощности с металлическим топливом. // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2018, № 1 с. 33-40.

ОЦЕНКА СТОИМОСТИ ОБРАЩЕНИЯ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ БЫСТРОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА

В.В. Колесов, Д.С. Кузенкова, А.В. Михалев
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Целью работы является оценка стоимости обращения с ОЯТ многоцелевого быстрого исследовательского реактора (МБИР). Для этого потребовался расчёт изотопного состава ОЯТ реактора и расчёт стоимости последующей переработки и окончательного захоронения осколков деления [1].

В качестве начального топлива было принято виброуплотнённое МОКС топливо, представляющее собой штатное топливо, принятое для реактора МБИР.

В результате можно выделить основные изотопы, с которыми необходимо провести дальнейшие вычисления. Полученный результат отражен в таблице 1.

На основе полученных выше данных, можно оценить массу компонентов, выделенных в результате переработки ОЯТ:

U – 64,57% т.а., 550,30кг;

Pu – 32,63% т.а., 278,08кг;

Np – 0,0021% т.а., 0,02кг;

Cm – 0,0003% т.а., 0,0029кг;

Am – 0,01% т.а., 0,11кг;

осколки деления – 2,79% т.а., 25,37кг.

Основной технологией переработки в России является Purex-процесс, относящийся к «водным» технологиям. Он реализуется заводом РТ-1 на базе производственного объединения «Маяк».

Осколки деления подвергаются остекловыванию и последующему захоронению. Изотопы U и Pu могут быть использованы повторно в ЯТЦ для создания нового топлива.

Таблица 1

Основные изотопы ОЯТ

Изотоп	Концентрация, 10^{24} (ядер/см^3)	Отношение масс, % т.а.
U-235	5,06E-05	0,2472
U-236	4,59E-07	0,0022
U-238	1,30E-02	64,3210
Pu-238	9,08E-06	0,0449
Pu-239	5,66E-03	28,1003
Pu-240	6,76E-04	3,3729
Pu-241	1,88E-04	0,9399
Pu-242	3,40E-05	0,1708
Np-237	4,92E-08	0,0002
Am-241	1,68E-06	0,0084
Cm-242	4,70E-08	0,0002
Cm-244	2,10E-08	0,0001

В результате переработки останется 25кг осколков деления и около 34м^3 жидких отходов. Общая стоимость переработки топлива составит порядка 340000$. Стоимость окончательного захоронения отходов одной кампании реактора МБИР составит 20672$. Суммарная стоимость обращения с ОЯТ реактора составит 360791$.

Литература

1. Многоцелевой реактор на быстрых нейтронах (МБИР). [Электронный ресурс] – Режим доступа: http://www.niiar.ru/mbir (дата обращения 24.04.2018).

2. Приказ №1812/17 Об установлении тарифов на захоронение радиоактивных отходов классов 1, 2, 3, 4, 5, 6 на период с 2018 по 2022 годы и тарифов на захоронение радиоактивных отходов класса 5 на 2018 год // Федеральная антимонопольная служба 2018. – 4с.

ИСПЫТАНИЯ НА КЛИМАТИЧЕСКИЕ ВОЗДЕЙСТВИЯ ЭЛЕКТРОРАДИОИЗДЕЛИЙ, ДЛЯ УТОЧНЕНИЯ ПОКАЗАТЕЛЕЙ ИХ НАДЕЖНОСТИ

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

При использовании электрорадиоизделий (ЭРИ) необходимо учитывать воздействие климатических условий. На надежность изделия могут влиять большое количество факторов, такие как понижение и повышение температуры, резкие скачки температуры, термоудар или влажность. Для прогнозирования работоспособности и отказов элементов, необходимо уточнять показатели надежности каждой группы ЭРИ. Для этого проводят эксперименты и сведения о показателях надежности групп радиоэлектроизделий, применяемых при разработке, производстве и эксплуатации аппаратуры, приборов, устройств и оборудования заносят в справочные издания.

Климатические испытания проводят по определенной методологии. В последовательности операций при эксперименте обязательными этапами должны быть предварительная выдержка, внешний осмотр первоначальный, испытание, конечная выдержка и заключительный внешний осмотр [1].

После проведения испытаний, на основе полученных результатов, рассчитываются:

- значения базовой интенсивности отказов групп ЭРИ;
- значения коэффициентов, входящих в модели прогнозирования эксплуатационной надежности ЭРИ, и аналитические выражения, показывающие зависимость этих коэффициентов от учитываемых факторов [2].

В дальнейшем по данным значениям идет расчет эксплуатационной интенсивности отказов большинства групп ЭРИ по математической модели:

$$\lambda_{э} = \lambda_{б.с.г.} * \prod_{i=1}^{n} K_i \quad ,$$

где $\lambda_{б.с.г.}$ – базовая интенсивность отказов групп ЭРИ, K_i – коэффициенты, учитывающие изменение эксплуатационной ин-

тенсивности отказов в зависимости от различных факторов; n – число учитываемых факторов.

Справочные данные необходимо постоянно обновлять, чтобы точнее прогнозировать поведение и иметь представление о недостатках используемого оборудования, для разработки наиболее надежных новых изделий [3].

Целью данной работы является уточнение поправочных коэффициентов для оценки интенсивности отказов ЭРИ в зависимости от изменения температуры. Результаты работы позволят уточнить существующие коэффициенты для предупреждения и снижения частоты отказов ЭРИ, а также предотвратить отказы элементов и систем из-за ошибок персонала.

Литература

1. Глудкин О.П. Методы и устройства испытаний РЭС и ЭВС. М.: Высш. шк., 1991.

2. Справочник – 2006 «Надежность электрорадиоизделий», С. 641.

3. Samokhin D. S., Mohammad Alslman, Vostrilova A.D., Kochnov O. Yu. Experiment for Justification the Reliability of Passive Safety System in NPP // XIII International Youth Scientific and Practical Conference «Future of atomic energy – AtomFuture 2017», KnE Life Sciences, pages 1–6. DOI 10.18502/1.

ПРОЕКТ МНОГОЦЕЛЕВОГО СВИНЦОВОГО РЕАКТОРА С ЖЕСТКИМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

Г.Л. Хорасанов, Д.С. Самохин, А.С. Зевякин.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Проблема уничтожения долгоживущих токсичных минорных актинидов (МА) является одной из актуальных в атомной энергетике (АЭ). В среднесрочной перспективе, с переходом с уранового на уран-плутониевое МОКС-топливо эта проблема может стать более острой. Так, по расчетам, приведенным в работе [1], равновесное содержание МА в крупномасштабных быстрых натриевых реакторах может возрасти с 0,15% до 0,25% при за-

мене диоксида урана, UO_2, на МОКС-топливо, $(U+Pu)O_2$. В работе [2] равновесное содержание МА в проектируемом реакторе БН-1200М оценивается значением 0,4% изотопного состава МОКС-топлива, а количество МА, нарабатываемого за год работы реактора, оценивается величиной порядка 25 кг.

Если принять во внимание их число, около 10-ти БН-ов, которые предполагается соорудить в рамках будущей двухкомпонентной системы АЭ России [3], и срок службы каждого БН-а порядка 60-ти лет, то масса МА, выгребаемых из ОЯТ БН-ов за весь срок их службы, может составить величину порядка 15-ти тонн. Уничтожение этого количества МА потребует создания специальных реакторов-трансмутаторов МА.

Доклад посвящен рассмотрению возможности создания одного из таких специальных трансмутаторов, а именно, реактора с жестким нейтронным спектром, создаваемого путем использования инновационных топливных композиций и инновационного тяжелого жидкометаллического теплоносителя.

Цель работы – показать численно возможность достижения высокой вероятности деления ^{241}Am, более 15%, в инновационных реакторах с жестким нейтронным спектром.

В качестве инновационных реакторов-выжигателей рассмотрены реакторы серии БРУЦ, с тепловой мощностью 15, 25 и 200 МВт с металлическим топливом из уран-плутония, U-Pu-Zr, или плутония, легированного цирконием, Pu-Zr, и свинцовым теплоносителем, Pb-nat, содержащим 52,3% слабо замедляющего нейтроны изотопа свинца ^{208}Pb.

Рассчитанное одногрупповое сечение деления ^{241}Am (усредненное по нейтронному спектру центральной части АЗ) увеличивается с 0,27 барн до 0,64 барн при увеличении средней энергии нейтронов с 0,5 МэВ до 0,9 МэВ, а вероятность деления ^{241}Am повышается с 15% до 45% Это позволит снизить содержание ^{241}Am в ОЯТ реактора-трансмутатора, и тем самым облегчить условия длительного хранения высоко активных отходов атомной энергетики в специальных депозитариях.

Предлагаемые реакторы могут быть многоцелевыми – помимо их основной функции трансмутации МА, они смогут генерировать электрическую мощность, и, при необходимости, оказы-

вать услуги по производству медицинских радиоизотопов путем реакции (n, p) и, в ряде случаев, реакции (n, α), которые более эффективно протекают в жестком нейтронном спектре.

В качестве исследовательского, реактор с жестким спектром нейтронов может быть востребован благодаря содержанию в его нейтронном спектре значительной доли, 35%, жестких нейтронов, с энергиями 0,8 – 4,0 МэВ, обладающих более высокой способностью радиационного повреждения материалов ядерной техники.

Реакторные установки (РУ) серии БРУЦ могут выполняться в модульном варианте, что позволит, при необходимости, создать линейку таких энергоблоков с целью выжигания значительных объемов МА и генерации коммерчески привлекательной величины электроэнергии.

Литература

1. Львова Е.М., Чебесков А.Н. Анализ привлекательности материалов применительно к топливному циклу быстрого реактора типа БН большой мощности. // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2018, № 1, с. 35-42

2. Васильев Б.А. Расщепление идей. // Журнал «РЭА», 2017, № 11, с. 20-21.

3. Троянов В.М. Два плюс один. Двухкомпонентная система [ВВЭР и БН] как основа будущего и решения проблемы ОЯТ. // Журнал «РЭА», 2016, № 9, с. 22-29.

РАСЧЕТ НАТРИЕВОГО ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ КРИТИЧЕСКОЙ СБОРКИ БФС2-62 С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «SCALE»

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

В быстрых реакторах с металлическим теплоносителем натриевый пустотный эффект реактивности (НПЭР) играет важную роль. На сборках типа БФС получен ряд эксперимен-

тальных результатов. Значительный интерес представляет сравнение НПЭР, рассчитанного по различным программным комплексам, с этими экспериментальными результатами.

При уменьшении количества натрия в активной зоне (АЗ), происходит уменьшение макроскопического сечения поглощения нейтронов и увеличение блокировки сечения резонансного поглощения из-за уменьшения значений сечения разбавления. Это приводит к увеличению вероятности утечки нейтронов из АЗ и к установлению более жесткого спектра нейтронов. Вследствие этого мы получаем резкий прирост реактивности.

В работе приводится расчетная оценка НПЭР на критической сборке БФС2-62-3А. Данный эксперимент моделирует АЗ реактора БН-600 с гибридным U-Pu топливом (МОКС) и отражателем из нержавеющей стали.

В качестве расчетного инструмента используется расчетный модуль CSAS6 программного комплекса «SCALE».

В ходе работы производился поэтапный расчет эффективного коэффициента размножения сборки с локальным удалением натрия из областей АЗ с разным топливным составом. Используя рассчитанный эффективный коэффициент размножения, производится вычисление изменения реактивности.

В таблице 1 приведено значение НПЭР при полном удалении натрия из шестидесятиградусного сектора АЗ.

Относительная разница между расчётной моделью и бенчмарком 0,95 cent.

Таблица 1

Значение НПЭР при полном удалении натрия из шестидесятиградусного сектора АЗ

НПЭР расчетный, cent	НПЭР бенчмарк модели, cent
-29,35	-28,40

Литература

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

2. Petrie L.M., Bekar K.B., Hollenbach D.F., Goluoglu S. CSAS6: control module for enhanced criticality safety analysis with KENO-VI. – Oak Ridge National Laboratory: 2016 г., 217 с.

РАСЧЕТ ВЕСОВ ИМИТАТОРОВ СТЕРЖНЕЙ СУЗ БФС2-62 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА «SCALE»

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

В работе производится оценка реактивностной ценности стержней СУЗ критической сборки БФС2-62-3А.

Эксперимент БФС2-62-3А, являющийся одним из вариантов серии симуляции экспериментов БФС-62 для реактора БН-600 с гибридным U-Pu топливом (МОКС) и отражателем из нержавеющей стали, был реализован для определения основных нейтронно-физических характеристик топливной загрузки активной зоны (АЗ) реакторной установки.

В качестве расчётного инструмента выбран расчетный модуль CSAS6 программного комплекса «SCALE», использующий код Монте-Карло KENO-VI.

Создание расчетной модели осуществлено в максимальном соответствии с реальной конфигурацией АЗ стенда.

Расчеты производились в два этапа, соответствующих регламенту эксперимента:

1. Расчёт k_{eff} начального состояния АЗ;
2. Расчёт k_{eff} при вставке макетов «извлеченных» стержней СУЗ.

Литература

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

2. Petrie L.M., Bekar K.B., Hollenbach D.F., Goluoglu S. CSAS6: control module for enhanced criticality safety analysis with KENO-VI. – Oak Ridge National Laboratory: 2016 г., 217 с.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ПРОГРАММНЫХ КОМПЛЕКСОВ ANSYS И SOLIDWORKS ПРИ РАСЧЕТЕ НА СЕЙСМОСТОЙКОСТЬ

С.С. Симонов, А.С. Зевякин
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Атомные электрические станции Российской Федерации эксплуатируются надежно и безопасно - это подтверждается результатами регулярных проверок независимых органов (Ростехнадзора) и международных организаций (ВАО АЭС и др.). В основу безопасности Российских АЭС заложен горький опыт произошедших ранее аварий: авария на АЭС Три-Майл-Айленд, авария на ЧАЭС, авария на АЭС «Фукусима-дайити», в том числе уделено особое внимание устойчивости оборудования АЭС на сейсмические воздействия.

Вентиляционное оборудование является важной системой для обеспечения жизнедеятельности персонала АЭС. Выход его из строя пагубно скажется на работе персонала вплоть до летального исхода.

Для того чтобы не допустить выхода из строя оборудования его рассчитывают на сейсмическое воздействие с учётом ПНАЭ.

Целью работы является проверка условий прочности и работоспособности вентилятора системы вентиляции помещения АЭС в условиях нормальной эксплуатации и в условиях наложения нормальной эксплуатации и сейсмического воздействия до МРЗ.

Расчёт на сейсмостойкость включает в себя моделирование вентилятора в программе SolidWorks, импорт модели в Ansys Work Bench и SolidWorks Flow Simulation, задание и краевых условий и анализ полученных данных.

В результате анализа полученных данных мы оцениваем расхождение данных. Данное расхождение не должно превышать 15% по ПНАЭ.

Литература

1. Нормы расчёта на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-002-86.

2. Бруяка В.А., Фокин В.Г., Солдусова Е.А., Глазунова Н.А., Адеянов И.Е. Б 89 Инженерный анализ в ANSYS Workbench: Учеб. Пособ. / Самара: Самар. Гос. Техн. Ун-т, 2010. -271 с.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТОЛЩИНЫ СТЕНОК КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

А.А. Романова, А.В. Декин, Ю.Е. Каражелевская
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Обращение с радиоактивными отходами и их транспортировка – один из ключевых вопросов касающихся ядерной энергетики.

В работе рассматриваются нейтронно-физические характеристики изотопов кюрия и америция в отработавшем ядерном топливе. Изотопы находятся в контейнере (рисунок 1). Америций является определяющим элементом источника гамма-квантов, а кюрий – источником нейтронов.

Таблица 1

Характеристики гамма-источника

Элемент	Период полураспада, дни	Продукты	E_γ, кэВ	Вероятность выхода, %
^{241}Am	$1{,}5\cdot10^5$	1	26,34	2,4
		2	33,19	0,01
		3	59,54	35,78
^{243}Am	$2{,}6\cdot10^6$	1	43,53	5,89
		2	74,66	67,2

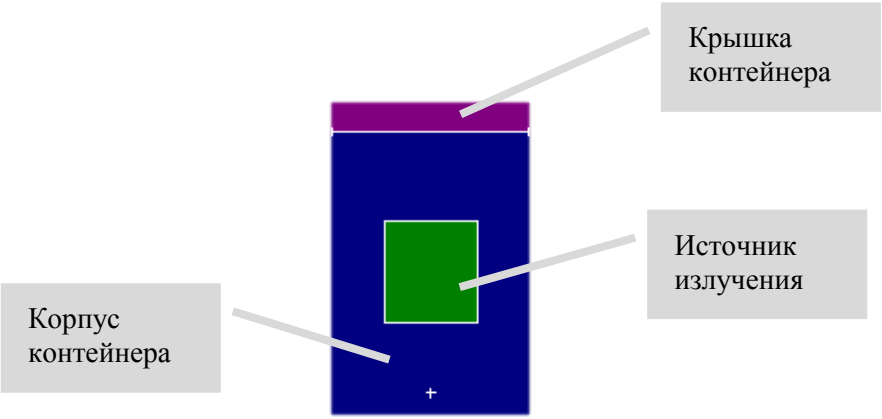


Рис. 1. Контейнер с источником

Целью работы является определение вероятности выхода нейтронов и фотонов предлагаемых источников ^{241}Am, ^{243}Am, ^{242}Cm, ^{244}Cm. Изотопы имеют разные энергии выхода, процент вероятности выхода, которые представлены в таблицах 1 и 2.

Таблица 2

Характеристики источника нейтронов

Элемент	Число делений на г*час	Период спонтанного деления в годах	Tα период α-распада, год	$T_{дел}$/Tα	Выход нейтронов на один акт деления
^{242}Cm	$2{,}7\cdot10^{10}$	$7{,}2\cdot10^{6}$	0,445	$1{,}6\cdot10^{7}$	3,0
^{244}Cm	$1{,}4\cdot10^{10}$	$1{,}4\cdot10^{7}$	18,4	$7{,}6\cdot10^{5}$	2,6

В ходе работы выбраны определяющие источники нейтронов и гамма излучения. В дельнейшем будет проведен расчет доз за пределами контейнера с помощью программы, реализующую метод монте-карло.

Литература

1. Update of x ray and gamma ray decay data standards for detector calibration and other applications (IAEA), volume 1, 2007.

2. Хайд Э., Перлман И., Сиборг Г. Ядерные свойства тяжелых элементов. Вып. 1. Трансурановые элементы. М.: Атомиздат, 1967.

Содержание

Кухарь И.Н. Теневая радиационная защита космической РУ.....4
Smirnova T.L. Building course «Economy of fuel nuclear cycle» to creation of competence in the field of small reactors and nuclear engineering.....5
Husein Y.N., Budyka A.K., Pripachkin D.A. A new method for studying the dispersed composition of radioactive aerosols from research reactors.....7
Абу Газал А.А., Сурин В.И. Перспективы применения методов электрофизического неразрушающего контроля для исследовательских ядерных реакторов.....10
Гуньков А.С., Подлипаев М.М., Фомин Р.В. Верификация програмного комплекса САПФИР 95 на основании прецизионной модели ЯЭУ БЭС-5.....11
Сатаев А.А., Дунцев А.В. Исследование воздействия внешних динамических сил на процессы смешения внутри модели судовой ЯЭУ.....13
Никулин И.А., Варсеев Е.В., Варсеева Н.Е. Разработка лабораторных работ на примере верификационного расчета с помощью кода КОРСАР для формирования международного рынка реакторов малой мощности через образовательные программы.....15
Иванов Н.В., Казанский Ю.А. Сравнение результатов радиоактивности отработавшего ядерного уран-ториевого и уранового топлива.....18
Сапар А.Д., Прец А.А. Анализ нейтронно-физических параметров активной зоны реакторА КЛТ-40С с различным стартовым составом ядерного топлива.....20
Шарыпов А.М. Расчетные исследования влияния внешнего источника нейтронов, обусловленного протонами космического излучения, на мощность термоэлектрического реактора на орбите базирования.....23
Прец А.А., Сапар А.Д. Возможность реализации замкнутого ядерного топливного цикла на топливе из обедненного урана и энергетического плутония в реакторе БРЕСТ-ОД-300.....24

Челмаков И.А., Соболев А.В., Сутягин И.А. Разработка модуля открытого программного кода для инженерных расчетов физики реактора S_n-методом.....26
Шагинян Р.А., Колесов В.В. Расчет матриц межгрупповых переходов нейтронов при рассеянии с использованием программного комплекса Serpent.....28
Данилов П.А., Кочнов О.Ю. Разработка конструкции мишени для наработки радионуклидов в экспериментальных каналах реактора ВВР-Ц с помощью эволюционного метода.....29
Бармакина В.Д. Влияние скорости течения воды на температурные режимы реактора ИРТ-Т.....31
Мищуков Н.А., Азнабаев В.К., Ковалев К.Д., Мишин В.А., Жуков А.М., Колесов В.В. Использование CSAS6 для анализа критичности БФС.....33
Сутягин И.А., Соболев А.В., Челмаков И.А. Разработка инженерного расчетного кода для анализа физических процессов в реакторе P_n-методом сопряженным с S_n-методом.35
Зыкова Р.О., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М. Оптимизация топливной композиции серийного исследовательского реактора для наработки радиоизотопов.....37
Приходько А.А., Дзугкоева Э.М., Бобровский Т.Л., Лазаренко Г.Э. Реактор магистр ИАТЭ.....38
Дзугкоева Э.М., Бобровский Т.Л., Приходько А.А., Лазаренко Г.Э. Разработка ТЭГ для АЭС сверхмалой мощности.....41
Бобровский Т.Л., Дзугкоева Э.М., Приходько А.А., Лазаренко Г.Э. Система фильтрации теплоносителя реактора «МАГИСТР-ИАТЭ».....43
Тетеревёнков Д.А, Минин С.И. Влияние температуры по высоте канала на точность работы автоматизированной системы измерения геометрических параметров графитовой кладки и измерения отклонений технологических каналов реактора ЭГП-6.....44
Карпович Г.В., Казанский Ю.А. Гетерогенная поправка при сопоставлении различных конструкций быстрого реактора и его модели на критическом стенде БФС.....46
Смоленцев Д.О. Конкурентоспособность атомных энергоисточников мегаваттного класса в Арктике.....48

Азнабаев В.К., Ковалев К.Д., Мишин В.А., Мищуков Н.А., Колесов В.В. Расчет критичности большого физического стенда с использованием различных многогрупповых приближений..50
Колмыков В.Ю., Зевякин А.С., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М. Теплогидравлический расчет кассеты реактора для наработки радиоизотопов.....51
Колмыков В.Ю., Зевякин А.С., Фомин Р.В. Теплогидравлический расчет мишени стержневого типа для наработки радиоизотопов.....52
Курков И.С., Давтян А.Р., Михалев А.В., Богословская Г.П. Адаптация программы теплогидравлического расчета ТВС реакторов типа БН MIF.....53
Зевякин А.С., Хорасанов Г.Л. Перспективы получения радиоизотопов в реакторах с жестким нейтронным спектром..55
Колесов В.В., Кузенкова Д.С., Михалев А.В. Оценка стоимости обращения с отработавшим ядерным топливом быстрого исследовательского реактора.....57
Вострилова А.Д., Самохин Д.С. Испытания на климатические воздействия электрорадиоизделий, для уточнения показателей их надежности.....59
Хорасанов Г.Л., Самохин Д.С., Зевякин А.С. Проект многоцелевого свинцового реактора с жестким спектром нейтронов.....60
Мишин В.А., Азнабаев В.К., Ковалев К.Д., Мищуков Н.А., Колесов В.В. Расчет натриевого пустотного эффекта реактивности критической сборки БФС2-62 с помощью программного комплекса «SCALE».....62
Ковалев К.Д., Азнабаев В.К., Мишин В.А., Мищуков Н.А., Колесов В.В. Расчет весов имитаторов стержней СУЗ БФС2-62 с использованием программного пакета «SCALE».....64
Симонов С.С., Зевякин А.С. Сравнительный анализ программных комплексов ANSYS и SOLIDWORKS при расчете на сейсмостойкость.....65
Романова А.А., Декин А.В., Каражелевская Ю.Е. Определение толщины стенок контейнера для транспортировки отработавшего ядерного топлива.....66

Подготовка оригинала-макета Ю.В. Левченко

Подписано в печать 10.05.2018. Формат 60×84 1/16.
Тираж 50 экз. Печ. л. 4,5. Заказ № 636
Полиграфическая компания ООО "Альпринт"