

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ  
ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ АВТОНОМНОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ  
УЧРЕЖДЕНИЕ ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ  
«Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»  
(НИЯУ МИФИ)

---

ВОЛГА-2024

Международная конференция молодых специалистов,  
ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов

Сборник тезисов

Москва 2024

УДК 621.039.5(06)

ББК 31.46

М 43

Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2024»: Сборник тезисов. [Электронный ресурс]. М.: НИЯУ МИФИ, 2024. – 120 с.

Сборник тезисов включает доклады Международной конференции молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2024», прошедшей 3–6 сентября 2024 г. на базе отдыха НИЯУ МИФИ «Волга» в Тверской области.

Тезисы докладов специалистов атомной отрасли, аспирантов и молодых ученых российских и зарубежных университетов освещают актуальные аспекты разработки проектных кодов, эксплуатации и обеспечения безопасности ядерных реакторов. Особое внимание уделено перспективным технологиям и инновационным подходам к расчетному моделированию, комплексным расчетам и управлению ядерными знаниями. Представлены результаты исследований, направленных на повышение эффективности ядерных установок, замыкание ядерного топливного цикла и обеспечение кадрового потенциала отрасли.

Сборник предназначен для специалистов, преподавателей, студентов и аспирантов, интересующихся перечисленными направлениями атомной отрасли. Внесены отдельные технические правки, однако, в основном, сохранена авторская редакция текстов.

Ответственные редакторы: М.Ю. Захаров, М.А. Чубаров

Тезисы получены до 30 июля 2024 года.

Материалы издаются в авторской редакции.

*ISBN 978-5-7262-3104-4*

© Национальный исследовательский  
ядерный университет «МИФИ», 2024

Оригинал-макет подготовлен М.Ю. Захаровым

## **Программный комитет конференции**

Советник генерального директора Госкорпорации «Росатом» **Асмолов В.Г.**  
(председатель)

Профессор ИЯФиТ НИЯУ МИФИ **Лескин С.Т.**

Специальный представитель ГК «Росатом» по международным и научно-техническим проектам **Першуков В.А.**

Директор Института ядерной физики при АН Узбекистана **Садиков И.И.**

Профессор Технологического института Университета Онтарио **Пиоро И.**

Заместитель директора по ядерным технологиям НИЦ «Курчатовский институт» **Ковалишин А.А.**

Доцент Кафедры №5 НИЯУ МИФИ **Самохин Д.С.**

Заместитель директора ИЯФиТ НИЯУ МИФИ **Тихомиров Г.В.**

Доцент Кафедры №13 НИЯУ МИФИ **Харитонов В.С.**

Начальник отдела науки АО «Прорыв» **Хомяков Ю.С.**

## Оглавление

Секция 1. Особенности реакторов на быстрых нейтронах.....	5
Секция 2. Проблемы перехода к замкнутому ядерному топливному циклу ..	14
Секция 3. Расчетное сопровождение действующих и проектируемых ядерных реакторов.....	25
Секция 4. Тестовые задачи, коды, базы данных и комплексные расчеты ядерных реакторов .....	75
Секция 5. Ядерное образование и управление ядерными знаниями .....	117

# Секция 1. Особенности реакторов на быстрых нейтронах

## Оценка возможности использования низкофонового плутония с добавками при моделировании систем с энергетическим плутонием

Внуков Р.А., Котов Я.А., Невиница В.А.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

*Ключевые слова: ВВЭР-СКД, спектральные индексы, эффекты реактивности, размножающие свойства*

В работах [1, 2] отмечается уникальность реактора ВВЭР-СКД с позиции нейтронно-физических характеристик: есть ряд особенностей в спектральном распределении плотности потока нейтронов, эффектах реактивности. В связи с отсутствием базы экспериментальных данных часть явлений реактора необходимо экспериментально воспроизвести.

Поэтапно исследуется возможность экспериментального моделирования ВВЭР-СКД на критическом стенде БФС [3]. В ходе первого этапа рассматривалась возможность экспериментального моделирования с использованием собственной структуры стенда (трубного пространства и блоков с характерной для стенда гетерогенностью). Ввиду сложности воспроизведения эффектов реактивности на втором этапе рассматривалась возможность использования экспериментальных тепловыделяющих сборок (ЭТВС) в центре стенда, имеющей свойства и характер гетерогенности, аналогичный ВВЭР-СКД. Результаты показали возможность получения качественно схожих характеристик на стенде.

Тем не менее, даже с применением твэльной вставки достичь схожие зависимости спектральных индексов, пустотного и плотностного эффектов реактивности с учетом идентичности размножающих свойств достигнуть проблематично из-за существования ряда ограничений по использованию высокофонового плутония на стенде.

Для получения численно схожих значений в нейтронно-физических характеристиках рассматривается возможность использования материалов, заменяющих, прежде всего, по своим свойствам Pu-240. Для решения задачи моделировались кассеты ВВЭР-СКД и ЭТВС, используемая для БФС в [3], где в качестве материалов-имитаторов использовались гафний, оксид эрбия, карбид бора. Варьировались доля плутония (низкофонового) в топливе и доля материалов-имитаторов. Сравнение результатов происходило с исходным составом с энергетическим МОКС-топливом. Оценивались спектральные индексы, Кбеск, плотностной эффект реактивности.

Как показали результаты, достижение идентичных нейтронно-физических характеристик при реализации экспериментального моделирования систем с энергетическим плутонием за счет низкофонового плутония с добавлением поглотителей-имитаторов возможно.

### Литература

1. Бландинский В.Ю. и др. Особенности изменения изотопного состава опытных твэлов реактора типа ВВЭР-СКД при последовательном облучении в быстром и тепловом спектре нейтронов. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2022. № 2. С. 90.
2. Sedov A.A., Pustovalov S.B., Shchepetina T.D., Simonov S.S. NPP with SCW nuclear power installation. Proc. of the 10th International Symposium on SCWRs. Prague, Czech Republic, March 15—18, 2021, paper no. ISSCWR10-001.
3. Внуков Р.А. и др. Оценка возможности получения экспериментальных данных для зон ВВЭР-СКД на стенде БФС // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2023. № 1. С. 117.

## **Организация перехода активной зоны БН-600 на зону с увеличенной кампанией**

**Кирилова Е.С., Радионычева А.А., Фарақшин М.Р.**

*АО «ОКБМ Африкантов», Н. Новгород, Россия*

*Ключевые слова: БН-600, активная зона, повышение выгорания топлива, модернизация активной зоны*

Более 40 лет энергоблок с реакторной установкой БН-600 успешно эксплуатируется в составе Белоярской АЭС. За эти годы активная зона реактора несколько раз подвергалась модернизации с целью повышения эффективности использования топлива, за счет увеличения его выгорания в реакторе. Проблема достижения глубокого выгорания топлива в значительной мере связана с обеспечением радиационной стойкости конструкционного материала оболочек твэлов в условиях высокодозного облучения.

За время эксплуатации реактора БН-600 работа по увеличению выгорания топлива длительное время проводилась при поэтапном повышении радиационной стойкости материала оболочек твэлов аустенитной стали ЧС68-ИД х.д. Усовершенствование этой стали позволило увеличить кампанию ТВС основного массива активной зоны первоначально с 480 эфф. сут при трёхкратной схеме перегрузок (зона 01М1) до 560 эфф. сут при четырёхкратной схеме перегрузок (зона 01М2). Затем был разработан проект активной зоны с кампанией 592 эфф. сут.

Существующая активная зона 01М2 с кампанией ТВС 592 эфф. сут эксплуатируется с четырехкратной схемой перегрузки основного массива ТВС (333 шт.) и пятикратной схемой перегрузки 36 периферийных ТВС ЗБО с чередованием длинного «зимнего» интервала (~ 160 эфф. сут) и короткого «летнего» интервала (~ 136 эфф. сут).

Дальнейшее повышение выгорания топлива связывается с переходом на новый более радиационно-стойкий конструкционный материал оболочек твэлов – сталь ЭК164-ИД х.д. За период 2017-2019 гг. активная зона переведена на работу с использованием твэлов с оболочками из стали ЭК164-ИД х.д. Это позволяет приступить к переходу на увеличенную до ~800 эфф. сут кампанию ТВС.

Для проектирования соответствующей новой активной зоны оценены два возможных варианта режима перегрузок топлива – либо сохранение схемы перегрузок с пропорциональным увеличением продолжительности межперегрузочных интервалов, либо сохранение продолжительности межперегрузочных интервалов при соответствующей перестройке схемы перегрузок ТВС. С учётом всего множества обстоятельств эксплуатирующей организацией Белоярской АЭС (Концерн Росэнергоатом) признано целесообразным сохранение существующего режима перегрузок реактора с двумя перегрузками в год. При этом принята единая длительность интервала между перегрузками 155±5 эфф. сут.

С учетом этого для перспективной активной зоны 01М4 кампания основного массива ТВС принята 780 эфф. сут при пятикратной схеме перегрузок. Для периферийных ТВС ЗБО принята кампания 940 эфф. сут при шестикратной схеме перегрузок.

Для компенсации снижения запаса реактивности реактора при повышении выгорания топлива увеличение загрузки делящегося материала (урана-235) в активную зону осуществляется путем изменения её компоновки при сохранении штатных обогащений уранового топлива. При таком подходе обеспечивается снижение теплонапряжённости топлива и скорости набора повреждающей дозы.

Для формирования новой компоновки активной зоны ЗБО расширяется на 24 периферийных ТВС за счёт ячеек БЗВ. ЗСО расширяется на 24 ТВС за счёт сокращения количества ТВС ЗМО.

Для перевода режима работы реактора с существующей четырехкратной схемы перегрузок на пятикратную схему необходим специальный порядок перегрузки ТВС в переходный период. Для организации переходного периода принимается общий принцип, используемый ранее при переходе от зоны 01М1 к зоне 01М2.

В переходный период от зоны 01М2 к зоне 01М4 происходит формирование пяти групп перегрузки ТВС, различающихся наработкой. Для этого каждая из четырех существующих групп ТВС разбивается на две подгруппы – основную и дополнительную. ТВС четырех основных подгрупп в переходный период образуют четыре группы новой схемы перегрузки. Перегрузка таких ТВС проводится по обычной схеме с заменой отработавших свой ресурс ТВС на "свежие" сборки.

Для формирования пятой группы требуется преждевременная выгрузка четырех дополнительных подгрупп ТВС с недоработкой 1-2 интервала до их проектного ресурса. Для уменьшения потерь, связанных с преждевременной выгрузкой, одна из четырех дополнительных подгрупп ТВС после временной выдержки во внутриреакторном хранилище возвращается в активную зону для дожигания.

Одновременно с формированием новых групп перегрузки поэтапно изменяется компоновка активной зоны с учетом схемы перегрузки - расширение ЗСО за счёт ЗМО и расширение ЗБО на периферии.

Эксплуатация перспективной активной зоны 01М4 с увеличенной кампанией по сравнению с текущей активной зоной 01М2 позволит снизить расходы на топливо и конструкционные материалы за счет повышения среднего выгорания топлива в выгружаемых ТВС с 74 до 92 МВт·сут/кг и снижения потребления составных частей.

## **О перспективах развития быстрых реакторов с натриевым теплоносителем**

**Перегудов А.А., Забродская С.В., Перегудова О.О., Мишин В.А., Панова Д.В., Зуйков А.А.**

*Акционерное общество «Государственный Научный Центр РФ – Физико-энергетический институт», Обнинск, Россия*

**Ключевые слова:** двухкомпонентной ЯЭС, замыкание ЯТЦ, реакторы типа БН, исследовательские быстрые реакторы

Перевод атомной энергетики (АЭ) России в режим двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в соответствии со Стратегией развития АЭ России [1] является стратегической целью Госкорпорации Росатом на ближайшие десятилетия. В этой связи ставится задача по ускоренному замыканию на опытно-промышленном уровне топливного цикла тепловых и быстрых реакторов.

Фундаментом развития нового технологического уклада атомной энергетики – двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ЯТЦ – является нынешняя ядерная энергетика с реакторами ВВЭР и имеющийся технологический задел по быстрым натриевым реакторам (БН) и ядерному топливному циклу.

Россия по-прежнему остается лидером в данном направлении. В нашей стране, начиная с середины прошлого века, разрабатывалась и осваивалась технология быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Исследования 1954 года на реакторе БР-1 [2] показали очень высокое значение коэффициента воспроизводства (КВ) =  $2,5 \pm 0,2$ . Дальнейшие опыты на реакторах БР-2, БР-4, БР-5, БР-10 [3] подтвердили возможность достижения высоких значений КВ в компактных плутониевых реакторах с жестким спектром нейтронов. С целью отработки конструкции активной зоны, проверки надежности и экономичности твэлов был построен и эксплуатируется опытный реактор БОР-60 [4]. Опыт, полученный в процессе разработки, строительства и эксплуатации реакторов БР-5/10 и БОР-60, позволил в начале 60-х годов прошлого столетия приступить к проектированию и созданию опытно-промышленного реактора БН-350 [5]. Более 40 лет успешно эксплуатируется энергоблок Белоярской АЭС с реактором БН-600 [6], и почти 10 лет эксплуатируется четвертый энергоблок с реактором БН-800 [7]. Технические решения, апробированные в реакторах БН-600 и БН-800, используются при разработке проекта головного промышленного энергоблока с РУ БН-1200М [8].

Важную роль в развитии двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ЯТЦ должен сыграть учет накопленного опыта уникальной экспериментальной информации, полученной на быстрых натриевых реакторах.

Одним из инструментов, позволяющих моделировать и сохранять накопленную экспериментальную информацию является наличие надежных и апробированных кодов, с помощью которых происходит обоснование безопасности действующих и проектируемых реакторных установок.

### **Литература**

1. Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Калугин М.А. и др. **К стратегии развития ядерной энергетики России // Атомная энергия. 2019. Т. 126. № 4.**
2. Звонарев А.В., Колыженков В.А., Лифоров В.Г. и др. **Экспериментально-расчетные исследования отношений сечений широкого набора нуклидов в реакторе БР-1. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1990. №3.**
3. Козлов Ф.А., Багдасаров Ю.Е., Круглов А.С. **История создания и научно-технический вклад БР-5, -10 в разработку быстрых натриевых реакторов. Атомная энергия. 2009. Т. 106. № 3.**
4. Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю., Теллин А.И., Рязанов Д.К. **Расчетно-экспериментальное определение пространственно-энергетического распределения нейтронов в боковом экране реактора БОР-60 / Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2017. № 2.**
5. Троянов М.Ф., Хомяков Ю.С. и др. **Радиационный и расчетно-теоретический анализ нуклидного состава образцов актинидов после длительного облучения в активной зоне**

**реактора БН-350. Отчёт ФЭИ. Инв. №9853, 1998.**

6. Кирюшин А.И., Васильев Б.А., Матвеев В.И. и др. **Эволюция активной зоны реактора БН-600. Труды двустороннего семинара по физике быстрых реакторов. Япония, 1992.**

7. Клинов Д.А., Камаев А.А., Михайлов Г.М. и др. **Расчетно-экспериментальный анализ нейтроннофизических характеристик активной зоны реактора БН-800 на этапах физического пуска и последующего освоения проектной мощности. Труды Международной конференции по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17). Екатеринбург, 2017. Доступно на: <https://conferences.iaea.org/indico/event/126/abstract-book.pdf> (дата обращения 13.06.2020)**

8. Васильев Б.А., Васяев А.В., Зверев Д.Л., Шепелев С.Ф., Аширметов М.Р., Ершов В.Н., Онуфриенко С.В., Говердовский А.А., Поплавский В.М., Труфанов А.А. **Инновационный проект энергоблока БН-1200 как основа эволюционного развития направления БН. Доклад на IV Международную научно-техническую конференцию «Инновационные проекты и технологии атомной энергетики (МНТК НИКИЭТ-2016)», АО «НИКИЭТ», г. Москва, 27–30 сентября 2016 г., 11 с.**

## Расчетно-экспериментальные исследования теплогидравлических процессов в натриевом оборудовании реактора БН-600

Ревякина П.А., Бессонов И.А., Лезов А.Д., Завадский Д.И., Ташлыков О.Л.

Уральский федеральный университет им. первого Президента России Б.Н. Ельцина,  
Екатеринбург, Россия

*Ключевые слова:* продление срока эксплуатации, натрий, реактор БН-600, компьютерное моделирование, фазовый переход, оптимизация ремонта

Продление срока эксплуатации (ПСЭ) действующих энергоблоков АЭС является важной составляющей современного этапа развития атомной энергетики и наиболее эффективным направлением вложения финансовых средств, для сохранения генерирующих мощностей. Для прогнозирования температурных режимов работы натриевого оборудования, особенно в режимах пуска и останова, когда при разогреве и расхолаживании необходимо пройти весьма энергоемкий фазовый переход (плавление и кристаллизация натрия), необходимо знать закономерности изменения температуры оборудования с натрием, а также влияние внешних факторов на эти процессы [1].

Аналитические трехмерные модели тепловых процессов в натриевом оборудовании позволяют прогнозировать время, отведенное на выполнение операций в ходе плановых работ на АЭС, а также повышать их безопасность. Компьютерное моделирование позволяет представить теплогидродинамические процессы в оборудовании АЭС, оценить их эффективность и сократить затраты на изготовлении макетов и образцов физических моделей, найти наиболее оптимальный вариант течения среды, что сократит время на проектирование оборудования АЭС. В настоящее время для моделирования процессов, протекающих в оборудовании атомных станций, активно используются программные пакеты, такие как COMSOL Multiphysics и SolidWorks Flow Simulation [2-4]. Использование расчетного пакета SolidWorks Flow Simulation позволяет вести моделирование теплогидравлических процессов, как для стационарных, так и нестационарных, протекающих в тепломеханическом оборудовании. Существенным недостатком использования данного пакета заключается в том, что в нем отсутствует возможность проведения моделирования фазового перехода. COMSOL Multiphysics решает приведенную проблему и позволяет произвести анализ всех этапов переходных процессов в оборудовании.

В работе представлено описание процесса моделирования теплообмена в натриевом тепломеханическом оборудовании. В качестве объектов исследования выбраны натриевые трубопроводы малого диаметра, в которых протекают фазовые переходы.

Для определения достоверности моделирования были использованы результаты измерения температур натриевого оборудования во время проведения ремонтной кампании на реакторной установке (РУ) БН-600. Рассмотрены линии отвода аргона парогенератора ПГН-200М (группа объектов №1) и трубопроводы системы контроля межконтурной плотности парогенератора (группа объектов №2). Группу №1 характеризует наличие расхода жидкого натрия внутри трубопроводов. Особенностью группы №2 является отсутствие циркуляции теплоносителя, отключение зон электрообогрева, расположенных на рассматриваемых трубопроводах и расхолаживание трубопровода до температуры в помещении. Для моделирования использовался COMSOL Multiphysics, позволяющий провести анализ протекания фазовых переходов.

Предварительным этапом к моделированию стало определение основных геометрических и тепловых параметров исследуемых объектов [5]. Данные были получены двумя способами: первый подразумевает собой прямое измерение температур трубопроводов на поверхности металлопокрытия теплоизоляции при использовании пирометра; во втором способе были задействованы электронные базы данных по РУ БН-600, полученные со стационарных термомпар, установленных для контроля электрообогрева.

Так как исследуемый дренажный трубопровод находится в реальных условиях окружающей среды, на него влияет множество факторов: температура стен помещения, трубопроводы и дренажи, пролегающие рядом с рассматриваемым участком, температура, поддерживаемая в помещении. При моделировании участка трубопровода в качестве определяющего фактора была выбрана лишь температура окружающей среды, а дренажи от других секций исключены с целью упрощения расчета. В связи с этим температура на поверхности изоляции, полученная опытным путем, и

температура, полученная при моделировании в вычислительном пакете, имеют незначительное отличие.

Трубопровод заключен в теплоизоляцию. Материал теплоизоляции – прошитый базальтовый мат, заключенный в металлическую облицовку. Для упрощения модели из расчета были исключены тонкостенные элементы трубопровода: металлическая облицовка теплоизоляции и стенка дренажного трубопровода. Исключение этих элементов объясняется тем, что эти элементы выполнены из металла с высоким коэффициентом теплопроводности, следовательно, при малых толщинах они практически не влияют на изменение температуры. Это подтверждается результатами моделирования изменения температуры по сечению дренажного трубопровода с наличием стенки трубы и металлопокрытия и без них.

При сравнении результатов моделирования с экспериментальными данными по объектам группы №1 было выявлено различие температуры на поверхности облицовки теплоизоляции, равное 2,86%. Данный результат свидетельствует о том, что в модели используются корректные теплофизические коэффициенты.

Определение достоверности результатов моделирования объектов группы №2 осложняется наличием в переходных процессах фазового перехода. Таким образом, в модель дополнительно необходимо добавить процесс протекания фазового перехода в объекте. Для постановки задачи в вычислительном пакете COMSOL Multiphysics необходимо задать параметры, описывающие каждую фазу (коэффициент теплопроводности, удельную теплоемкость, плотность, температуру плавления, удельная энергию фазового перехода).

Процесс расхолаживания трубопровода можно разделить на три участка, определяемых началом и окончанием процесса кристаллизации натрия. На первом участке отклонение значений средней температуры натрия, полученных в результате моделирования, от экспериментальных составило 2%, отклонение на третьем участке - 5,2%. Рост величины ошибки объясняется механикой расчета фазового перехода в вычислительном пакете COMSOL Multiphysics.

## Литература

1. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов С.А., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. **Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. Ч. 1** /; под общ. ред. С.Е.Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. Екатеринбург: УрФУ, 2013. 548 с.
2. Ташлыков О. Л., Наумов А.А., Щеклеин С.Е. **Моделирование процесса замораживания натрия в трубопроводах с целью оптимизации ремонта реакторных установок на быстрых нейтронах**// Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2013. № 2. С. 21.
3. Tashlykov O.L., Bessonov I.A., Lezov A.D., Chalpanov S.V., Smykov M.S., Skvortsov G.I., Klimova V.A. (2022) **Computational and experimental studies into the hydrodynamic operation conditions of container filters for ion-selective treatment. Nuclear Energy and Technology. V. 8(3). P. 197. <https://doi.org/10.3897/nucet.8.94105>**
4. Kurteev A. V., Klimova V. A., Sevastyanov M. M., Tashlykov O. L. **Numerical simulation of residual heat removal from the spent fuel assemblies storage pit. December 2019. AIP Conference Proceedings 2174(1): 020170.**
5. Ревякина П.А., Бессонов И.А., Завадский Д.И., Ташлыков О.Л. **Анализ влияния внешних факторов на процессы, протекающие в тепломеханическом оборудовании атомных станций** // Альтернативная энергетика и экология. 2024. №6. С. 50.

## Анализ пространственных эффектов при измерении эффективности СУЗ в реакторе БРЕСТ-ОД-300

Жирнов А.П., Ламанов С.А., Моисеев А.В., Солдатов Е.О.

*Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** *пространственная кинетика, реактивность, органы регулирования, запаздывающие нейтроны, быстрые реакторы, БРЕСТ-ОД-300, нейтронно-физические характеристики*

В ходе экспериментов на критическом стенде БФС-2 была проведена масштабная серия измерений эффективности органов СУЗ на сборке, моделирующей активную зону реактора

БРЕСТ-ОД-300. При измерении эффективности РО СУЗ на стенде БФС-2 используются камеры деления, расположенные в боковом экране за свинцовым и стальным отражателями. При анализе результатов и расчетном моделировании этих экспериментов с использованием ПК MCU-BR и FАСТ-BR показано, что значительный вклад в результаты измерений эффективности органов СУЗ вносят пространственные эффекты. Пространственные эффекты связаны с изменением соотношения между средним нейтронным потоком в активной зоне и в месте расположения детектора при перемещении органов СУЗ.

Исследовано влияние пространственных эффектов на результаты измерения эффективности органов СУЗ в модели реактора БРЕСТ-ОД-300 с учетом мест расположения детекторов. В рассматриваемой модели учтены как штатные детекторы, расположенные за свинцовой и стальной защитой за пределами активной зоны реактора, так и дополнительные детекторы, которые находятся над активной зоной. Анализ пространственных эффектов проводится с использованием ПК FАСТ-BR. Для ускорения расчетов разработана групповая проблемно-ориентированная библиотека констант. Пространственные эффекты определяются путем решения обращенного интегро-дифференциального уравнения кинетики.

Пространственные эффекты оцениваются как отклонение эффективности органов СУЗ, рассчитанной по показаниям детектора, от эффективности, рассчитанной по изменению среднего по активной зоне потока нейтронов. По результатам расчетных исследований эти отклонения могут составлять до 17 % при измерении эффективности групп РО СУЗ. При измерении эффективности одиночных стержней СУЗ пространственные эффекты составляют до 8 %. Показано, что чем ближе детектор расположен к измеряемому РО СУЗ, тем большую эффективность он регистрирует. При этом, пространственный эффект может быть, как отрицательным, так и положительным.

## **Анализ концепции исследовательского импульсного реактора на быстрых нейтронах**

**Черешков Д.Г., Тихомиров Г.В.**

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** *импульсный реактор, реактор на быстрых нейтронах, динамика реактора, энергия импульса, запаздывающие нейтроны*

Разработка импульсных реакторов стала ключевым направлением исследований в ядерной области, предлагая уникальные возможности для исследования материалов и систем в условиях высокого потока нейтронов [1]. Цель работы изучения последних достижений в области технологии импульсных реакторов, включая конструктивные новизны, повышение эффективности эксплуатации и безопасной работы. Рассмотрены тематические исследования, освещающие роль импульсных реакторов в изучении поведения ядерного топлива, процессов радиационного повреждения и разработке передовых материалов для реакторов следующего поколения. Кроме того, важнейшая роль играет интеграция методов компьютерного моделирования, которые дополняют экспериментальные подходы, расширяя наше понимание переходных процессов в ядерных реакторах.

Тематические исследования, демонстрирующие успешное применение в таких областях, как испытания на ядерную безопасность, производство медицинских изотопов и исследование материалов, демонстрируют универсальность импульсных реакторов.

Нужно провести уточнение рабочих физических параметров тепловыделяющих элементов и их изменения, поскольку при моделировании больших импульсов возможно возникновение большого отклонения в расчёте значения энергии импульса [2, 3]. В данной работе рассмотрены разные варианты изменения физических параметров тепловыделяющих элементов и их влияние на работу реактора и его энерговыделение. На основе обратной связи по температуре внутри импульса возможно управлять скоростью роста мощности и последующим возникновением неустойчивости.

Разработка быстрых исследовательских реакторов требует значительных усилий в области исследований и разработок, чтобы продемонстрировать их безопасность при различных сценариях эксплуатации. Это включает в себя решение проблем, связанных с внеплановыми режимами работы и потенциальными авариями.

### **Литература**

1. Шабалин Е.П. **Импульсные реакторы на быстрых нейтронах.** М.: Атомиздат, 1976.
2. Шабалин Е.П., Рзянин М.В. **Динамика импульсов мощности в исследовательском реакторе с нептуниевым ядерным топливом // Сообщения ОИЯИ. 2017. P13-2017-69.**
3. Шабалин Е.П. **Три особенности динамики пульсирующего реактора // Сообщения ОИЯИ. 2022. P13-2022-36.**

## Секция 2. Проблемы перехода к замкнутому ядерному топливному циклу

### Замкнутый топливный цикл системы тепловых и быстрых реакторов с самообеспечением делящимися материалами

Шмелев А.Н., Апсэ В.А., Куликов Е.Г., Куликов Г.Г., Глебов В.Б.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** тепловой реактор, ВВЭР, быстрый реактор, БРЕСТ, топливное самообеспечение

В настоящих тезисах представлены результаты расчетных исследований по оценке возможности достижения самообеспечения делящимися материалами во взаимосвязанной системе тепловых и быстрых реакторов. Рассматривалась система тепловых реакторов типа ВВЭР и быстрых реакторов типа БРЕСТ, работающая в рамках замкнутого (Th-U-Pu) топливного цикла. Объединение U-Th и U-Pu топливных циклов дало возможность оптимальным образом осуществлять наработку и утилизацию делящихся материалов в системе. Топливом быстрых реакторов являлась смесь нитридов тория и плутония, а топливом тепловых реакторов – смесь двуокисей природного урана и урана-233. Уран-233 нарабатывался в ториевой фракции топлива быстрых реакторов и вводился в состав топлива тепловых реакторов, а плутоний нарабатывался в природном уране тепловых реакторов и вводился в состав топлива быстрых реакторов. Определены необходимые условия для самообеспечения такой системы тепловых и быстрых реакторов по темпу наработки и потребления делящихся материалов, т.е. урана-233 и плутония.

Для проведения нейтронно-физических расчетов использовалась компьютерная программа TIME26 [1], рассматривающая цилиндрические модели ядерных реакторов в 26-групповом диффузионном приближении. Константное обеспечение программы основано на библиотеке оцененных ядерных данных БНАБ [2], которая обрабатывается вспомогательной программой АРАМАКО-С1 для подготовки заблокированных микросечений в каждой зоне ядерного реактора.

Результаты первой серии расчетов по темпам накопления и потребления делящихся материалов в системе тепловых и быстрых реакторов с обменом топливом приведены в таблице 1.

**Таблица 1 – Темпы накопления и потребления делящихся материалов в системе тепловых и быстрых реакторов (теплоноситель – природный свинец)**

$\varepsilon(\text{UN})_{\text{nat}}, \%$	ВВЭР-1000		БРЕСТ-300		$W_T(\text{БР}), \text{МВт}$	$\Delta M_{\text{Pu}}, \text{кг/год}$
	$M_{\text{Pu}}(\text{ТР}), \text{кг/год}$	$M_{233}(\text{ТР}), \text{кг/год}$	$M_{\text{Pu}}(\text{БР}), \text{Кг/год}$	$M_{233}(\text{БР}), \text{кг/год}$		
0	+ 491.3	- 717.6	- 230.2	+ 230.1	2183	- 226.6
10	+ 491.4	- 717.6	- 200.6	+ 208.1	2414	- 200.3
20	+ 491.2	- 717.6	- 170.6	+ 185.5	2708	- 168.8
30	+ 491.0	- 717.7	- 140.1	+ 162.3	3095	- 128.5
40	+ 491.0	- 717.8	- 108.9	+ 138.1	3638	- 75.0
50	+ 491.0	- 717.8	- 76.5	+ 113.0	4447	+ 5.1

Из данных, представленных в таблице 1, видно, что при отсутствии нитрида природного урана в составе топлива быстрых реакторов система может быть сбалансирована только по темпу производства и потребления урана-233 за счет соответствующего увеличения тепловой мощности быстрых реакторов. Однако дисбаланс между темпом производства и потребления плутония в такой системе составляет 226.6 кг/год. Постепенный ввод нитрида природного урана в состав топлива позволил снизить этот дисбаланс. При вводе 50% нитрида природного урана дисбаланс плутония стал положительным. Таким образом, показана принципиальная возможность добиться полного баланса между темпами производства и потребления основных делящихся материалов, урана-233 и плутония, в такой системе.

Вторая серия расчетов отличалась от первой серии только тем, что радиогенный свинец использовался в качестве теплоносителя быстрых реакторов типа БРЕСТ вместо природного свинца. Результаты второй серии расчетов приведены в таблице 2.

**Таблица 2 – Темпы накопления и потребления делящихся материалов в системе тепловых и быстрых реакторов (теплоноситель – радиогенный свинец)**

$\varepsilon(\text{UN})_{\text{nat}}, \%$	ВВЭР-1000		БРЕСТ-300		$W_T'(\text{БР}), \text{МВт}$	$\Delta M_{\text{Pu}}, \text{кг/год}$
	$M_{\text{Pu}}(\text{ТР}), \text{Кг/год}$	$M_{233}(\text{ТР}), \text{кг/год}$	$M_{\text{Pu}}(\text{БР}), \text{кг/год}$	$M_{233}(\text{БР}), \text{кг/год}$		
0	+ 491.0	- 717.7	- 227.6	+ 230.3	2181	- 218.3
10	+ 491.0	- 717.7	- 197.0	+ 208.5	2410	- 187.1
20	+ 491.0	- 717.7	- 166.5	+ 186.3	2697	- 150.4
30	+ 491.0	- 717.7	- 135.5	+ 163.2	3079	- 104.9
40	+ 491.0	- 717.6	- 103.7	+ 139.7	3596	- 41.7
45	+ 491.0	- 717.6	- 87.7	+ 127.5	3940	- 1.6
50	+ 491.0	- 717.6	- 71.2	+ 115.0	4370	+ 46.7

Сравнение данных, представленных в таблицах 1 и 2, показывает предпочтительность использования радиогенного свинца в качестве теплоносителя быстрых реакторов типа БРЕСТ. Полный баланс между темпами производства и потребления основных делящихся материалов, урана-233 и плутония, может быть достигнут при несколько меньшей доле нитрида природного урана в составе топлива быстрых реакторов.

Проведены расчетные исследования с целью оценки возможности создания взаимосвязанной энергетической системы тепловых и быстрых реакторов с внутренним самообеспечением делящимися материалами (ураном-233 и плутонием).

Результаты, полученные в данном исследовании, позволили сделать следующие выводы.

1. Вовлечение тория и урана-233 в замкнутый топливный цикл системы тепловых и быстрых реакторов позволило оптимальным образом осуществлять наработку и использование делящихся материалов. В том числе, осуществлять подпитку реакторов «свежими» делящимися материалами, т.е. подпитку тепловых реакторов нерезицированным ураном-233 и подпитку быстрых реакторов нерезицированным плутонием.

2. Совместное изменение тепловой мощности быстрых реакторов типа БРЕСТ и введение нитрида природного урана в состав топлива этого реактора сделали возможным режим самообеспечения системы тепловых и быстрых реакторов по темпам наработки и потребления как урана-233, так и плутония.

3. Использование радиогенного свинца вместо природного в качестве теплоносителя быстрых реакторов типа БРЕСТ улучшило условия самообеспечения системы тепловых и быстрых реакторов делящимися материалами. Слабое поглощение нейтронов радиогенным свинцом позволило снизить необходимую тепловую мощность быстрых реакторов типа БРЕСТ и уменьшить необходимую долю нитрида природного урана в составе его топлива.

Работа выполнена в рамках Госзадания (Проект FSWU-2023-0089) и поддержке Министерства науки и высшего образования РФ.

#### Литература

1. Кузьмин А.М., Шмелев А.Н., Апсэ В.А. **Моделирование физических процессов в энергетических ядерных реакторах на быстрых нейтронах. Учебное пособие для вузов. М.: Издательский дом МЭИ, 2015.**
2. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. **Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоатомиздат, 1981.**

# Исследование сорбции европия-152 как аналога америция-241 с использованием твердофазного экстрагента на основе ТОДГА из жидких радиоактивных отходов

Савельев А.А.<sup>1</sup>, Рачков В.И.<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

<sup>2</sup> Акционерное общество «Прорыв», Москва, Россия

**Ключевые слова:** сорбция, европий-152, америций-241, ТОДГА, ЖРО

В настоящее время в проекте «Прорыв» осуществляется разработка эффективных методов переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ) с целью возвращения долгоживущих радионуклидов в топливный цикл и его замыкания [1, 2]. Одной из ключевых задач в рамках развития замкнутого топливного цикла является переработка высокоактивных азотнокислых рафинатов, в которых содержится америций-241. Сложность выделения америция-241 заключается в том, что он обладает схожими химическими свойствами с редкоземельными элементами (РЗЭ), которые присутствуют в облученных ядерных материалах.

Одним из способов выделения америция-241 из ОЯТ является процесс экстракции, основанный на использовании органических экстрагентов, которые способны извлекать америций-241 из раствора. Экстрагенты на основе N, N, N', N' – тетраоктилдигликольамида (ТОДГА) демонстрируют высочайшую эффективность и селективность при извлечении актиноидов (III) и лантаноидов (III), включая РЗЭ и трансплутониевые элементы (ТПЭ), из азотнокислых растворов переработки ОЯТ. Результаты, полученные с применением ТОДГА, привели к разработке твердофазных экстрагентов (ТВЭКСы), созданных путем нековалентного связывания органического экстрагента пористым носителем и обладающих преимуществами сорбционных материалов и экстрагентов [3]. В исследованиях, посвященных оптимизации условий разделения америция-241, часто используют менее радиоактивные и дорогостоящие радионуклиды, которые можно использовать в более длительных исследовательских работах, например, – европий-152, являющийся аналогом америция-241 и других трехвалентных трансурановых элементов (ТУЭ) по ряду физических и химических свойств. Проведенные исследования подтверждают тождество поведения сорбции европия-152 как имитатора америция-241 с использованием ТВЭКС ТОДГА в статистических условиях на модельных растворах [4-5]. Основываясь на использовании аналога америция-241, были проведены исследования по изучению сорбции европия-152 из модельных растворов ЖРО с использованием опытных модифицированных образцов ТВЭКС ТОДГА для определения равновесия и кинетики сорбции. Данная работа является продолжением исследований, связанных с разработкой и экспериментальной проверкой сорбции америция-241 с использованием опытных модифицированных образцов ТВЭКС ТОДГА [3, 6-8].

В ходе исследования сорбции европия-152 с применением опытных модифицированных образцов ТВЭКС ТОДГА из модельных растворов ЖРО в статическом режиме были получены коэффициенты распределения, которые снижались при его содержании в растворе менее 1 мг/л. Такое поведение металлов не характерно для сорбционных процессов и свидетельствует о снижении эффективности извлечения европия-152 из растворов азотной кислоты в области его низких концентраций. Также были рассчитаны коэффициенты разделения европия-152. Наиболее высокие коэффициенты распределения и разделения имеет образец, содержащий в структуре полимерного носителя 40% полиакрилонитрила (ПАН) и 40% ТОДГА в полимерной матрице.

Кроме того, в исследовании было изучено влияние кислотности раствора на показатели сорбции европия-152 и урана. Для этого были проведены опыты с варьированием содержания азотной кислоты в исходном растворе в интервале от 5 до 600 г/л. Из полученных результатов не было выявлено зависимости влияния азотной кислоты на сорбцию европия-152. Хотя требуется более подробное изучение зависимости в области концентраций азотной кислоты от 50 до 300 г/л. В то же время коэффициент распределения урана возрастает с ростом концентрации азотной кислоты в растворе по зависимости близкой к линейной. При концентрациях азотной кислоты менее 5 г/л коэффициент распределения урана, вероятно, меньше 1, что открывает возможность отделения урана от европия-152 промывкой насыщенного ТВЭКС ТОДГА разбавленным раствором азотной кислоты. По этой причине, далее был изучен процесс десорбции европия-152 и урана. Из полученных результатов экспериментов, было установлено, что эффективнее всего проводить десорбцию европия-152 с помощью разбавленного раствора серной кислоты, при этом десорбция увеличивается по мере замещения сульфат-ионом нитрат-иона в образце. Кроме того, в этом

варианте десорбции возможно разделение европия-152 и урана. Однако, предпочтительнее выглядит вариант предварительной отмывки ТВЭКС ТОДГА от соизвлеченного урана раствором разбавленной азотной кислоты перед десорбцией европия-152 раствором серной кислоты.

В результате исследования были получены коэффициенты распределения и разделения европия-152, а также изучено влияние кислотности раствора на показатели сорбции европия-152 в качестве аналога америция-241. Исходя из анализа полученных результатов и их сравнения с данными из открытых источников, можно заключить, что применение европия-152 как аналога америция-241 возможно, однако необходимо проведение колоночных опытов для определения глубины эффективного извлечения европия-152 и проведение работ по подбору оптимальных параметров десорбции – концентрации серной кислоты, времени десорбции, разделения европия-152 и урана. Проведение всех этих исследований поможет эффективно выделять и разделять америций-241 от ТУЭ, ТПЭ и РЗЭ в сорбционной технологии переработки ЖРО с применением ТВЭКС ТОДГА.

### Литература

1. Adamov E. **“Proryv” project: Inherent safety principles implementation in a new technology platform of the nuclear power industry** // Nuclear Engineering and Design. 2021. V. 384. P. 111444.
2. Рачков В.И. **Переработка отработавшего ядерного топлива и рециклирование ядерных материалов в двухкомпонентной ядерной энергетике** // Атомная энергия. 2021. Т. 130. № 1.
3. Савельев А.А. **Исследование сорбции америция из модельных растворов жидких радиоактивных отходов с использованием твердофазного экстрагента на основе ТОДГА** // Атомная энергия. 2019. Т. 127. № 1.
4. Милютин В.В. **Исследование сорбции Eu(III) из различных сред на ТОДГА-содержащем сорбенте AXIONIT MND40T** // Радиохимия. 2021. Т. 63. № 1.
5. Sharov V.E. **Influence of the nature of the diluent on the extraction of Eu(III), Am(III), and Cm(III) with N, N, N', N' - tetrabutyl diglycolamide from nitric acid solutions** // Radiochemistry. 2023. V. 65(1).
6. Савельев А.А. **Высаливание америция-241 в процессе сорбции с использованием твердофазного экстрагента на основе ТОДГА** // Глобальная ядерная безопасность. 2023. № 4.
7. Савельев А.А. **Методы аналитического контроля америция-241 и урана в процессе их сорбции на твердофазном экстрагенте на основе ТОДГА** // Ядерная физика и инжиниринг. 2021. Т. 12. № 1.
8. Савельев А.А. **Определение коэффициентов диффузии америция и урана в процессе их сорбции на твердофазном экстрагенте на основе ТОДГА** // Вестник Национального исследовательского ядерного университета "МИФИ". 2020. Т. 9. № 4.

## Анализ устойчивости ядерной энергетической системы в контексте неопределенности будущего

Усанов В.И., Декусар В.М., Елисеев В.А., Коробейников В.В., Гурская О.С., Мосеев А.Л., Хныкина Е.С., Исанов К.А.

*Акционерное общество «Государственный Научный Центр РФ – Физико-энергетический институт», Обнинск, Россия*

**Ключевые слова:** ядерная энергетическая система, устойчивость ядерной энергетической системы, сценарии развития, двухкомпонентная ядерная энергетика, возможности быстрых реакторов

Оценка устойчивости ядерной энергетической системы (ЯЭС) в условиях неопределенности будущего является сложной, но актуальной задачей. Сценарии развития ядерной энергетики подвержены влиянию множества факторов, и точные прогнозы сценариев развития являются невозможными. Повышение стоимости производства электроэнергии, риски дефицита урана, геополитическая нестабильность и экологические риски являются крайне нестабильными вызовами, с которыми сталкивается ядерная энергетика. Однако многофакторный анализ позволяет выявить наиболее перспективные тенденции развития ЯЭС несмотря на постоянно изменчивые условия.

Российская Федерация рассматривает развертывание двухкомпонентной ядерной энергетической системы как основной путь решения накопившихся проблем атомной энергетики. Создание двухкомпонентной ядерной энергетической системы на базе тепловых и быстрых реакторов определено ключевым направлением в принятой Стратегии развития атомной энергетики в России [1]. Поэтому возможности двухкомпонентной ядерной энергетической системы необходимо учитывать в качестве подхода для обеспечения устойчивого развития ядерной энергетики

В работе учитывались различные тенденции развития ядерно-энергетического сектора [2]. Были выделены три группы сценариев развития ядерной энергетики в России:

– первая группа - сценарии роста, при которых с течением времени увеличивается количество блоков и их общая установленная мощность;

– сценарии второй группы, предполагают, что после определенного периода роста установленная мощность ядерно-энергетического сектора выходит на стационарный уровень и со временем не изменяется;

– Третий тип сценариев моделирует снижение мощностей ядерной энергетики в России после некоторого ее увеличения.

В рамках каждой группы предполагалось три типа сценариев с одинаковыми изменениями мощности. Первый – референтный, только с реакторами на тепловых нейтронах. Другие два – двухкомпонентные сценарии: с «своевременным» вводом в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах (базовый сценарий) и отсроченным вводом быстрых реакторов.

Результаты многокритериального анализа для всех групп сценариев показали наибольший потенциал для двухкомпонентной системы. Переход к двухкомпонентной ядерной энергетической системе с быстрыми и тепловыми реакторами в едином замкнутом ЯТЦ позволит решить ряд системных проблем современной ядерной энергетики. Даже при условии отложенного ввода быстрых реакторов потенциал двухкомпонентной системы выше противопоставленной однокомпонентной.

### Литература

1. Адамов Е.О. и др. **Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г //Атомная энергия. 2012. Т. 112. №. 6. С. 319.**
2. Зродников А.В. и др. **Многокритериальный анализ эффективности сценариев развития ядерной энергетики России в условиях неопределенности знаний о будущем //Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2020. №. 3. С. 5.**

## Влияние спектральных эффектов при использовании МОКС- и СЗУП-топлива на эффективность обогащения плутония различного изотопного качества посредством многократного рецикла в реакторе типа БН

Исанов К.А., Закиров Н.А.

Акционерное общество «Государственный Научный Центр РФ – Физико-энергетический институт», Обнинск, Россия

**Ключевые слова:** МОКС-топливо, СЗУП-топливо, изотопное качество плутония, многократный рецикл

Следующим этапом развития атомной энергетики является переход к замкнутому ядерному топливному циклу. В рамках замыкания ядерного топливного цикла подразумевается вовлечения плутония отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в тепловые и быстрые реакторы. Так, если влияние изотопного качества плутония на энергетический потенциал топлива быстрого реактора проявляется в меньшей степени и реактор на быстрых нейтронах могут быть загружены плутонием практически любого качества, то для использования плутония в качестве топлива в тепловых реакторах требуется необходимое изотопное качество. На данный момент по различным оценкам в России накоплено больше 100 тонн энергетического плутония различного качества, основной частью которого является плутоний ОЯТ ВВЭР-440, ОЯТ ВВЭР-1000 и ОЯТ РБМК-1000. К примеру, изотопное качество плутония ОЯТ ВВЭР-1000 позволяет рециклировать такой плутоний только один раз, а плутоний качеством ОЯТ РБМК рециклировать и вовсе невозможно. В следствии этого, топливный потенциал плутония ОЯТ для использования в тепловых реакторах снижается. Либо в рамках двухкомпонентной ядерной топливной системы, при рецикле плутония высокого изотопного качества из реакторов типа БН, изотопное качество такого плутония ухудшится за пару рециклов, что сделает невозможным его дальнейшее использование. Для решения данной проблемы предлагается обогащение плутония в реакторе типа БН посредством однократного, двукратного или многократного рецикла.

Обогащение плутония – улучшение изотопного качества плутония, а также увеличение его количества посредством рецикла в быстром реакторе, с коэффициентом воспроизводства больше единицы [1]. Улучшение изотопного качества плутония достигается посредством спектральных эффектов, характерных для жесткого спектра реактора на быстрых нейтронах. В данной работе исследуется влияние жесткости спектра реактора типа БН-1200 на МОКС- и СЗУП-топливе на эффективность обогащения плутония и установление изотопного качества равновесного плутония [2].

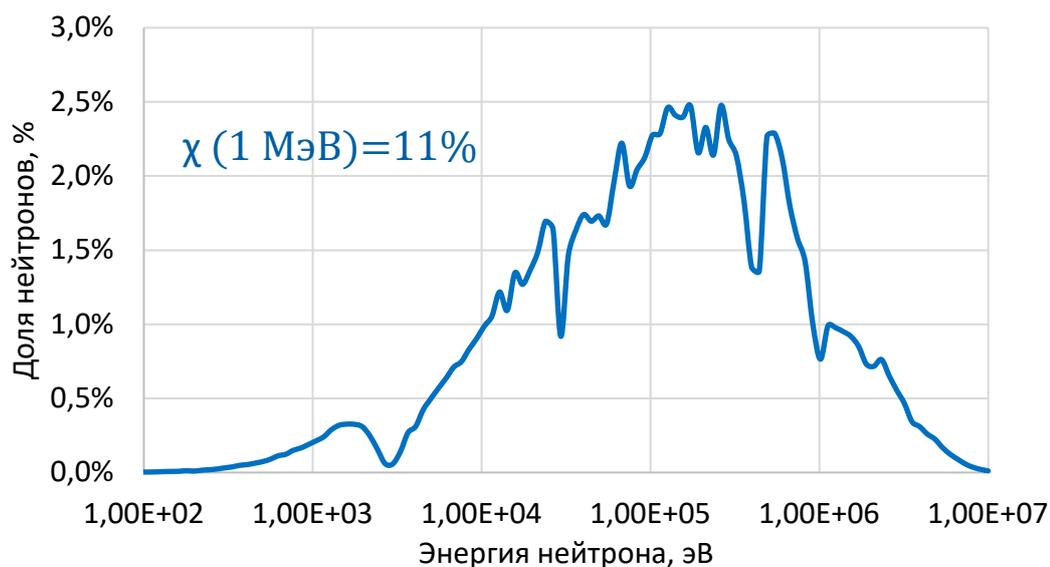


Рис.1. Спектр реактора типа БН-1200.

## Литература

1. Клинов Д. А. и др. **Возможность облагораживания плутония в БН-800 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2020. № 2**
2. Белов С.Б., Киселёв А.В., Марова Е.В., и др. **Результаты верификации программ расчёта нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора типа БН-1200 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2014. № 4**

## Анализ нейтронных данных изотопов Am

Филиппова А.С., Забродская С.В., Слюняев М.Н.

*Акционерное общество «Государственный Научный Центр РФ – Физико-энергетический институт», Обнинск, Россия*

**Ключевые слова:** библиотека, быстрый реактор, двухкомпонентная ядерная энергетическая система, младшие актиниды, америций

Развитие атомной энергетики в России связано с одновременной работой тепловых и быстрых реакторов в замкнутом ядерном топливном цикле, который позволяет использовать облученное ядерное топливо многократно и утилизировать долгоживущие радиоактивные отходы.

Проведение ширококомасштабных исследований включают работы по подготовке и уточнению константного обеспечения, которое необходимо на всех этапах научно-исследовательских работ по замыканию топливного цикла.

В докладе представлен анализ данных по изотопам Am-241, 242, 242m, 243, 244, имеющихся в современных библиотеках оцененных нейтронных файлов: в рассмотрении использовались библиотеки ENDF/B-VIII, созданная в США; японская библиотека JENDL-5, европейская библиотека JEFF-3.3, Нидерландская библиотека TENDL-2021 (TENDL-21), китайская – CENDL-3.2 [1] и российская библиотека РОСФОНД [2].

Для первичной проверки исходных файлов применялись программы из комплекса PREPRO [3], в которой рассчитывались данные:  $\sigma_{tot}$  – полное сечение;  $\sigma_f$  – сечение деления в тепловой точке;  $\sigma_{\gamma}$  – сечение захвата в тепловой точке;  $I_f(p)$  – интегральный резонанс пересчитанный вручную;  $I_f$  – интегральный резонанс деления;  $I_{\gamma}$  – интегральный резонанс захвата.

Полученные данные находятся в пределах погрешностей экспериментальных данных, кроме значений резонансного интеграла деления, которые отличаются в среднем в 2 раза и были пересчитаны вручную.

Работы будут продолжены по актуализации нейтронных данных младших актинидов с целью применения их в реакторах на быстрых нейтронах в замкнутом ядерном топливном цикле.

### Литература

1. **International Atomic Energy Agency: Nuclear Data Services // IAEA: <https://www-nds.iaea.org> (дата обращения: 27.05.2024)**
2. **Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кошечев В.Н., Николаев М.Н. и др. РОСФОНД – российская национальная библиотека нейтронных данных // ВАИТ. Серия: Ядерные константы. 2007. №. 1-2. С. 3.**
3. **International Atomic Energy Agency: PREPRO 2023. 2023 ENDF/B Pre-processing Codes (ENDF/B-VIII.0 improved Precision) // IAEA: <http://www-nds.iaea.org/ndspub/endl/prepro> (дата обращения 27.05.2024)**

## Термоядерные реакторы в перспективной системе атомной энергетики

Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю., Субботин С.А.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** ядерный топливный цикл, ТИН, торий

В работе рассмотрена альтернативная существующей концепция расширения топливной базы атомной энергетики по делящимся изотопам за счёт наработки  $^{233}\text{U}$  из  $^{232}\text{Th}$  в бланкетах термоядерных реакторов. Показана возможность замыкания топливного цикла в системе тепловых реакторов с термоядерным источником нейтронов по тяжёлым ядрам.

В источниках [1-2] представлена работа по оценке наработки  $^{233}\text{U}$  в бланкете термоядерного источника нейтронов. В качестве сырьевого материала использовалась соль  $\text{LiF-ThF}_4$ , предполагалось, что весь объем бланкета перерабатывается за два года. В результате было показано, что в таком режиме можно ежегодно извлекать из бланкета до 448 кг урана, в котором содержится 380 кг  $^{233}\text{U}$ .

Известно, что равновесное количество нуклидов в бланкете определяется скоростями подпитки и вывода нуклидов, плотностью потока нейтронов и спектром (т.е. набором усредненных по спектру микроскопических сечений) [3]. Сечения взаимодействия нейтронов с ядрами известны с некоторой погрешностью, поэтому возникает отдельная задача по оценке влияния неопределенностей ядерных данных на равновесные количества нуклидов в бланкете и в конечном итоге на скорость наработки  $^{233}\text{U}$ .

С учетом оцененных неопределенностей можно сформулировать рекомендации по дальнейшему уточнению сечений тех или иных нейтронных реакций для снижения ошибки в оценке наработки  $^{233}\text{U}$  для системы ядерной энергетики с уран-ториевым топливным циклом.

### Литература

1. Бландинский В. Ю. и др. **Термоядерные реакторы в перспективной системе атомной энергетики // Электрические станции. 2024. № 6. С. 22.**
2. Андрианова Е.А., Бландинский В.Ю., Давиденко В.Д., Кормилицын М.В., Кузенкова Д.С., Субботин С.А. **Термоядерный источник нейтронов как часть системы ядерной энергетики // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. № 1. 2023. С. 100.**
3. Дудников А.А. **Программа моделирования изотопной кинетики в многокомпонентных структурах ядерной энергетики «ISTAR», Свидетельство о государственной регистрации ПрЭВМ №2020619218, 13.08.2020.**

## Применение программного комплекса SERPENT в методиках измерений эффективной массы плутония-240 в методе множественности нейтронов

Владимиров Д.А.<sup>1,2</sup>, Рогожкин В.Ю.<sup>1</sup>, Алеева Т.Б.<sup>2</sup>, Прошкина О.С.<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А.Бочвара», Москва, Россия

<sup>2</sup> Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** метод множественности нейтронов, калибровочные коэффициенты, эффективная масса, SERPENT, спектр нейтронов, смешанное топливо

Для неразрушающих измерений эффективной массы плутония-240 в различных материалах применяют метод множественности нейтронов [1]. Метод разрабатывался для исключения зависимости результатов анализа от химического состава, влияющего на интенсивность ( $\alpha, n$ )-реакции, и от факторов, определяющих интенсивность вынужденного деления. Однако полностью этого добиться не удалось из-за влияния нейтронно-физических свойств образца на калибровочные коэффициенты – эффективность регистрации нейтронов и коэффициент отбора совпадений. В настоящей работе представлены результаты моделирования методом Монте-Карло нейтронных процессов в счетчике множественности нейтронов RENMC в программной среде SERPENT [2]. Цель работы заключается в разработке расчетно-экспериментального метода измерений эффективной массы плутония-240 образцов в разных физико-химических формах.

Модель счетчика множественности надтепловых нейтронов RENMC разработана в программной среде SERPENT с использованием комбинаторной геометрии. Расчеты проведены на основе библиотек ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. Спектр и выход нейтронов ( $\alpha, n$ )-реакций рассчитан по программе NEDIS 2.0 [3].

В настоящей работе рассмотрены результаты измерений с различными образцами смешанного нитридного и оксидного топлива, и РАО, а также со стандартными образцами диоксида плутония. В экспериментах измеряли скорости счета одиночных нейтронов  $N_{1\alpha}$ , двойных  $N_{2\alpha}$  и тройных  $N_{3\alpha}$  нейтронных совпадений.

По программе SERPENT рассчитывали коэффициент размножения нейтронов и скорости следующих процессов: поглощения в  $^3\text{He}$ -счетчиках (скорость счета нейтронов), ( $n, f$ )-реакций вынужденного деления в источнике, рождения нейтронов вынужденного деления, ( $n, \gamma$ )-реакций поглощения в источнике, утечки нейтронов из детектора.

Эффективность регистрации нейтронов определяли, как отношение скорости счета к суммарной мощности источника (спонтанное деление, ( $\alpha, n$ )-реакция, вынужденное деление). Коэффициент отбора совпадений определен через время жизни нейтрона в установке.

Коэффициент умножения нейтронов утечки  $M_p$  оценивали по мощности источника первичных нейтронов и рассчитанным скоростям реакций вынужденного деления и радиационного захвата в образце.

Проведен расчет скоростей счета нейтронов двойных и тройных совпадений, на основе рассчитанных по программе SERPENT калибровочных коэффициентов - результаты расчета соответствуют измеренным значениям. Для 90% образцов по тройным совпадениям расхождения не превышают 10%, по двойным совпадениям – 5%.

Проведено исследование влияния спектра нейтронов на калибровочные коэффициенты с ростом вклада ( $\alpha, n$ )-нейтронов на примере образца порошка диоксида плутония массой 150 г. Установлено уменьшение эффективности регистрации нейтронов и коэффициента отбора совпадений с увеличением отношения числа ( $\alpha, n$ )-нейтронов к числу нейтронов спонтанного деления.

Развит подход к калибровке детекторов множественности с помощью передачи размера по ОСТ 95 10597 от аттестованного объекта металлического плутония АО 95 505/531-44/106 к анализируемым образцам с использованием в качестве методики сравнения построенной математической модели [4]. Была осуществлена процедура передачи размера от образца АО 95 505/531-44/106, как наиболее схожего по размножающим свойствам к образцам топлива. Результаты выявили смещение эффективной массы плутония-240, оцененной с использованием скорректированных калибровочных коэффициентов, от значений, измеренных без учета влияния состава образца (в рассмотренных образцах оксидного топлива и РАО до 9%).

Результаты работы служат обоснованием расчетно-экспериментального метода анализа плутониевых образцов с использованием построенной математической модели. Итоги работы могут быть использованы в методиках измерений и для оптимизации конструкции детекторов.

#### Литература

1. Ensslin N., Harker W., Krick M. e.a. **Application Guide to Neutron Multiplicity Counting. LA-13422-M, 1998.**
2. Jaakko Leppänen. **Serpent — a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, User's Manual, VIT Technical Research Centre of Finland, 2015.**
3. G. N. Vlaskin, Yu. S. Khomyakov, V. I. Bulanenko. **Neutron yield of the reaction (a, n) on thick targets comprised of light elements, Atomic Energy. 2015. V. 117 (5).**
4. **ОСТ 95 10597-2005 «Учет и контроль ядерных материалов. Аттестация стандартных образцов методом передачи размера».**

### Секция 3. Расчетное сопровождение действующих и проектируемых ядерных реакторов

#### Разработка методики отведения излишнего тепла от ядерной энергетической установки с помощью лунного грунта

Беклемишева А.В., Макавеев П.Ю., Фанченко С.С., Кириш В.А., Нестеренко Е.В., Сотников И.Ф., Александров П.А.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

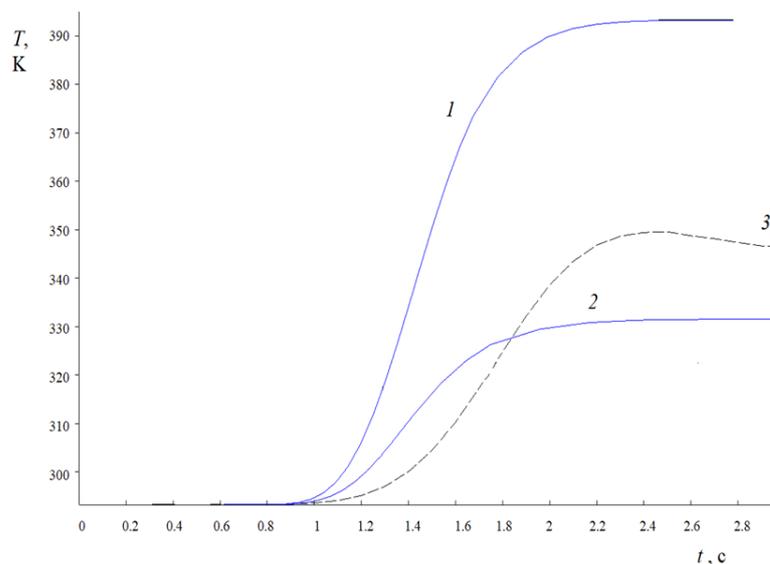
*Ключевые слова: второй контур охлаждения реактора, вода на Луне, лунный грунт, теплоперенос, температура, ядерная энергетическая установка, методика расчета*

Большинство действующих в настоящее время атомных электростанций используют обычную воду под высоким давлением в качестве охлаждающей жидкости. В современных реакторах типа ВВЭР давление в первом контуре достигает 160 атмосфер. Горячая вода из реактора далее прокачивается насосами через парогенератор, где отдает часть тепла, и снова возвращается в реактор. В парогенераторе это тепло передается воде - пару второго контура. Это контур так называемого рабочего тела - среды, совершающей работу, преобразуя тепловую энергию в механическую.

Что же делать, если энергетическая установка находится в месте, в котором водные запасы ограничены или отсутствуют (доставляются извне) как, например, в пустынях, или при освоении космоса? Предполагается рассмотреть возможность отведения лишнего тепла от теплоносителя ЯЭУ в холодную гранулированную среду. Гранульный слой реголита (лунного грунта, близкого по свойствам базальту) будет выбран для целей отведения тепла от ЯЭУ на обитаемой лунной станции. Этот подход представляется перспективным, поскольку температура лунного грунта в отсутствие прямых солнечных лучей способна опускаться до минус 170°С [1]. Отведения тепла в условиях земных пустынь будет моделироваться в слое гранул из кварца.

Пар обеспечит передачу тепла частицам грунта с учетом его теплоемкости, что в разы повысит способность к теплообмену даже для материалов с малой теплопроводностью наподобие реголита. Это позволит максимально рационально использовать запасы воды: отработываемый грунт будет снимать излишки тепла, обеспечивая замкнутый цикл используемой воды. Таким образом предполагается два механизма передачи тепла. Первый связан с нагревом реголита (песка) паром который образуется при нагреве реголита (песка), при этом предполагается значительное содержание воды (льда) в реголите (песке), 5-30% от веса [2]. Второй вариант – насыщение водой реголита (песка) искусственно. Дальнейшая передача тепла происходит конвективным способом [3] от трубы, или системы труб, по которым течет теплоноситель ЯЭУ.

Было проведено численное моделирование конвективной передачи тепла неподвижным плотноупакованным слоям гранул и взвешенным в объеме гранулам (метод флуидизации) от нагретого воздуха с температурой  $T$  в плоскопараллельном канале за время  $t$ . Для слоя взвешенных гранул учитывалось различие земной и лунной гравитации. Также проведены расчеты нестационарной контактной и конвективной теплопередачи в модельной системе, состоящей из параллельных трубочек, находящихся в неподвижной и подвижной пористых средах. Получены зависимости поля температуры от времени, параметров и условий процесса. (Рис. 1.)



**Рис.1.** Зависимости средней температуры на выходе из плоскопараллельного канала от времени: флуидизация с учетом гравитации Луны, поток восходящий, 1 – изолированные стенки, 2, 3 – теплопроводящие стенки, 3 – газ без частиц; длина канала  $L = 0.2$  м, ширина канала  $w = 0.04$  м, начальная концентрация частиц 0.53,  $T(0) = 393$  К,  $T_0 = 293$  К,  $U = 0.1$  м/с.

Используя гранулированную среду для отвода лишнего тепла от ЯЭУ получается замкнутый цикл по воде (благодаря конденсации) и не замкнутый по гранулированной среде (песок, реголит). Такой способ оптимизирует потребление воды, что делает освоение новых территорий, например Луны более экономически целесообразным.

#### Литература

1. Дудкин К.К. Контактное измерение плотности внутреннего теплового потока Луны и теплофизических характеристик лунного грунта, Диссертация, Москва, МАИ, 2021, 159 с.
2. Honniball C. I. Molecular water detected on the sunlit Moon by SOFIA. Nature Astronomy. 2021. V. 5, P.121.
3. Nield D.A. Convection in Porous Media, in Convection Heat Transfer, Fourth Edition // John Wiley & Sons Inc., Hoboken, NJ, USA, 2013.

## Об отказоустойчивых системах управления аппаратов в космосе

Макавеев П.Ю., Уксусов Е.И., Фанченко С.С., Александров П.А., Беклемишева А.В.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** отказоустойчивость оборудования, микроэлектроника, космические аппараты, излучение, нейтроны, резервирование данных, микросхемы

История аварий космических аппаратов в значительной степени связана с отказом или сбоями в системах управления. Эти системы управления работают в условиях действия космических факторов, основным из которых является галактическое излучение, состоящее главным образом из протонов, имеющих энергию до  $10^{20}$  Мэв. [1]

Таких частиц довольно мало, но они в результате взаимодействия с веществом продуцируют нейтроны, часть из которых в результате упругих столкновений с атомами кремния (это основная составляющая современной микросхемы) дают первично выбитые атомы (ПВА) достаточной энергии для генерации электронно-дырочных пар в полупроводнике, и уже они, воздействуя на работающий транзистор, могут дать сбой в работе всего устройства. Сразу ясно, что теоретический расчёт здесь сильно затруднён из-за сложности описанных выше процессов и поэтому нужны эксперименты с реальным облучением и измерением количества сбоев.

Система управления – это сложное устройство, состоящее из множества микросхем различного назначения, поэтому для уменьшения номенклатуры полезно использовать программируемые логические интегральные схемы (ПЛИС), особенно имея ввиду малое количество используемых систем управления.

Для облучения микросхем был выбран Pu-Be источник нейтронов [2], который дает частицы со средней энергией больше, чем энергия нейтронов от реакции деления, и тем более, чем энергия от реактора. Это связано с тем, что просто по кинематике получается, что получаемые ПВА имеют энергию, достаточную для рождения электронно-дырочных пар, которые приводят к сбою. Этот процесс имеет порог приблизительно 4 Мэв по энергии нейтронов.

Был создан стенд для изучения количества сбоев во время облучения. Для повышения отказоустойчивости было предложено использовать два различных метода резервирования: троирование и троирование с временным сдвигом. Были запрограммированы с резервированием [3] на микросхеме Cyclone II Device EP2C8F256 иностранного производства и проводится работа по программированию на ПЛИС 5578TCO24 производства КТУ «Электроника» г.Воронеж.

### Литература

1. Голяков А.Д. **Исследование отказоустойчивости оптико-электронной навигационной системы автономного космического аппарата. Труды МАИ. 2021. № 117.**
2. Петюкевич М.С. **Оптимизация состава и процессов изготовления радиационно-защитного металломатричного композиционного материала с применением плазменного и ультразвукового воздействия. Диссертация: Томск, 2018.**
3. Наваби З. **Проектирование встраиваемых систем на ПЛИС. 2022.**

## Комплексная модель прогноза атмосферного переноса и радиологического воздействия на население для задач анализа безопасности

Киселев А.А.

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, Москва, Россия*

*Ключевые слова: атмосферный перенос, расчет доз для населения, обоснование безопасности, гранулометрический состав выброса, индексы листовой поверхности*

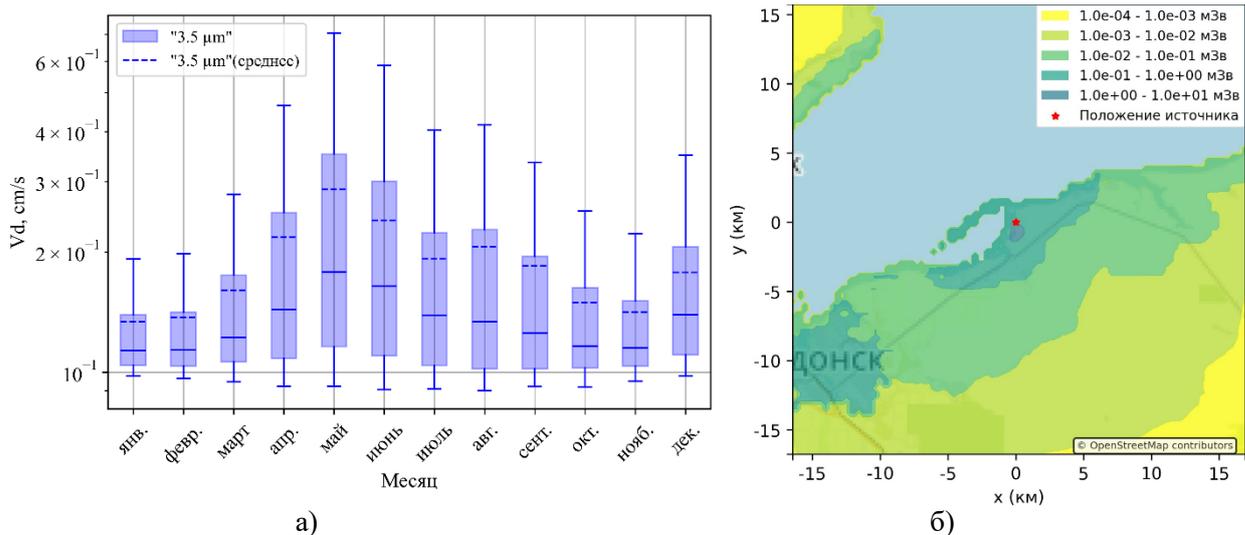
Моделирование атмосферного переноса и доз облучения населения является одной из задач, решаемых на всех стадиях жизненного цикла объектов использования атомной энергии, для которых выход радионуклидов в окружающую среду не может быть полностью исключен. Для АЭС задача решается при подготовке ПООБ, ООБ и ВАБ. Перечень моделей, учитываемых процессов и моделируемых величин отличается в зависимости от условий моделирования (топография, однородность, окружающей территории, специфические условия циркуляции) и целевых ориентиров (зоны планирования, моделирование доз для сравнения с основными пределами доз, оценка рисков). В настоящей работе представлены результаты разработки и применения комплексной модели прогноза атмосферного переноса и радиологического воздействия на население для задач анализа безопасности.

Модель прогноза атмосферного переноса и радиологического воздействия на население основана на аттестованной в Ростехнадзоре версии кода РОМ [1], но включает ряд изменений, направленных на повышение реалистичности моделирования:

1. Реализован каплинг с кодом СОКРАТ [2] (аттестован);
2. Реализован каплинг с численной моделью прогноза погоды WRF-ARW [3], включающий информационный обмен с расширенным набором параметров метеорологической обстановки и возможность расчета полей за несколько лет (обычно берется 3 года);
3. Развита модель сухого осаждения, описания турбулентного обмена, внутриоблачного и подоблачного вымывания (модели осаждения приведены в таблице 1);
4. Расширен перечень моделируемых величин, в том числе с учетом современных стандартов МАГАТЭ, что позволяет обеспечить экспортный потенциал модели и ее применение при проведении расчетного обоснования безопасности АЭС за рубежом);
5. Подготовлена совокупность цифровых карт местности с характеристиками объектов окружающей среды.
6. Реализована динамическая модель перорального поступления радионуклидов, позволяющая проводить расчеты доз с учетом селитебной территорий.

**Таблица 1 – Модели осаждения**

	Сухое осаждение	Вымывание осадками в приближении быстрого перемешивания
Модель	$V_d = \int_0^{\infty} \left( V_{\text{drift}}(r) + \frac{1}{R_a(r) + R_s(r)} \right) n(r) dr$	$\Lambda = \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} E(D, r) V(D) \frac{\pi D^2}{4} N(D) n(r) dD dr$
Параметры	$V_d$ – Скорость сухого осаждения; $V_{\text{drift}}$ – скорость осаждения из-за форетических сил и скорости гравитационного осаждения; $R_a, R_s$ – аэродинамическое осаждение и взаимодействие с подстилающей поверхностью.	$\Lambda$ – постоянная вымывания, 1/с; $N(D)$ – функция распределения гидрометеоров по размерам, 1/м <sup>4</sup> ; $E(D)$ – эффективность захвата частиц; $V(D)$ – скорость гидрометеоров, м/с; $D$ – диаметр гидрометеора, м.
	$n(r)$ – функция распределения активности по диаметрам частиц, 1/м; $r$ – диаметр аэрозольной частицы, м.	



**Рис.1.** Изменение скорости осаждения аэрозоли из облака выброса в зависимости от метеорологических условий и уровня развития фитомассы для возделываемых земель (а) и прогнозируемая полная эффективная доза от гипотетического аварийного выброса с уровнем обеспеченности 95 % (неопределенность за счет метеорологического фактора)

Результаты применения модели представлены на примере Ростовской АЭС. В 15 км области вокруг АЭС присутствует цимлянское водохранилище, пашни, возделываемые земли и населенные пункты (цифровая карта подготовлена на основе спутниковых данных). Моделирование выполнялось на основе трехлетней истории метеонаблюдений. Скорости осаждения в каждой точке расчетной области определяются исходя из параметров атмосферы, состава выброса и состояния подстилающей поверхности. Расчетные значения скорости осаждения частиц аэрозоли в зависимости от месяца приведены на рисунке 1. Разброс внутри месяца определяется метеорологическими условиями и локальными географическими условиями, разброс от месяца к месяцу - уровнем развития фитомассы. Полученные значения отличаются от консервативных оценок, используемых в отечественных работах (0,8 см/с), однако, соответствуют зарубежным (0,1-0,3 см/с в зависимости от модели). На рисунке 2 приведена карта прогнозируемой дозы для населения с учетом отсутствия сельскохозяйственной деятельности на водоеме, сбор ягод и грибов осуществляется в лесу, а ирригация, рыбная ловля и водопой проводятся из ближайшего водоема в пределах 2 км (при отсутствии водоема предполагается, что забор воды осуществляется из скважины). Картограмма представляет собой огибающую, полученную как 95-ый перцентиль по возможным последствиям на основе анализа прогнозов доз по трехлетним метеорологическим данным. Карта распределения доз имеет пятнистую структуру, связанную с влиянием комплекса факторов, которые могут быть учтены только с применением нелинейных моделей. Дозы для населенного пункта, расположенного в юго-западной части картограммы, построены на основе оценки поступления продуктов из окрестностей (предполагается, что в городе не ведется сельскохозяйственная деятельность, а продукты привозятся из окрестностей). Полученные результаты представляются важными в задачах обоснования доз облучения населения для объектов в сложных условиях, а также с точки зрения повышения реалистичности результатов расчетов.

## Литература

1. **Отчет о верификации и обосновании программного средства «программа для расчета радиационной обстановки в мезомасштабе. версия 1.1 (ПОМ)».** // ИБРАЭ РАН., Москва, 2017 г., 231 с.
2. Leonid A. Bolshov, Kirill S. Dolganov, Arkady E. Kiselev, Valery F. Strizhov, **Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP T safety assessment under severe accidents. Nuclear Engineering and Design. V. 341. P. 326.**
3. Skamarock W. C., Klemp J. B., Dudhia J., Gill D. O., Barker D., Duda M. G., Huang X.-Y., and Wang W. A. **2008: Description of the Advanced Research WRF Version 3. NCAR Technical Note NCAR/TN-475+STR, University Corporation for Atmospheric Research, USA, 520 pp.**

## **Новый программный комплекс инженерных расчетов активных зон реакторов различного типа MNT-CUDA 3.0**

**Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., Андрианова О.Н., Варфоломеева В.А., Аряпов И.Р., Дружинин В.Е.**

*Акционерное общество «Всероссийский Научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций, Москва, Россия*

*Ключевые слова: MNT-CUDA, метод Монте-Карло, верификация, валидация*

В АО «ВНИИАЭС» по заказу АО «Концерн Росэнергоатом» в рамках НИОКР завершается работа по созданию нового универсального инженерного программного комплекса MNT-CUDA 3.0. В докладе приведены основные характеристики и возможности нового ПК. Комплекс позволяет проводить расчеты НФХ реакторов различного типа методом Монте-Карло в сложных геометриях в многогрупповом приближении. При этом за счет использования графических процессоров и новых алгоритмов решения группового уравнения переноса достигается уникальная для реализующих метод Монте-Карло программ производительность вычислений (1 млрд историй нейтронов за 5 минут на персональной ЭВМ). Это позволяет использовать программный комплекс для решения широкого круга сложных инженерных задач и качественно расширить область применения существующих инженерных кодов, как правило, опирающихся на малогрупповое квазигомогенное приближение. Обсуждаются вопросы возможности получения в многогрупповом гетерогенном приближении точности сопоставимой с прецизионными расчетами и способы подготовки многогрупповых сечений материалов. Обсуждаются возможности и проблемы использования универсальных и проблемно-ориентированных многогрупповых библиотек нейтронных сечений. Представляются некоторые результаты апробации, верификации и валидации нового ПК на задачах расчета систем с различным спектром (реактор РБМК, сборки ZR-6 [1, 2] и БФС [3]), а также результаты апробации ПК на задачах расчета изменения изотопного состава материалов.

### **Литература**

- 1. The VVER Experiments: Regular and Perturbed Hexagonal Lattices of Low-Enriched UO<sub>2</sub> Fuel Rods in Light Water. NEA/NSC/DOC(95)03/IV. IV, LEU-COMP-THERM-015.**
- 2. The VVER Experiments: Regular and Perturbed Hexagonal Lattices of Low-Enriched UO<sub>2</sub> Fuel Rods in Light Water. Part 2. NEA/NSC/DOC(95)03/IV. IV, LEU-COMP-THERM-036.**
- 3. BFS-49 Assemblies: Critical Experiments with Heterogeneous Compositions of Plutonium, Depleted-Uranium Dioxide, and Polyethylene. NEA/NSC/DOC(95)03/VI. VI, MIX-MISC-FAST-002.**

# Исследование прочности твэлов ВВЭР в условиях максимального расчётного землетрясения

Крупкин А.В., Кузнецов В.И., Петров О.М.

Акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А.Бочвара», Москва, Россия

**Ключевые слова:** землетрясение, сейсмостойкость, расчет, ANSYS, LS-DYNA, напряжения, твэл, оболочка

Одной из составляющих частей обоснования работоспособности твэлов является оценка их прочности при различных динамических нагрузках, частным случаем которых является землетрясение.

В соответствии с требованиями НП-094-15 «Основные требования к обоснованию прочности и термомеханического поведения тепловыделяющих сборок и тепловыделяющих элементов в активной зоне водо-водяных энергетических реакторов» в качестве критерия прочности тепловыделяющих элементов при сейсмических воздействиях должна использоваться предельная величина общих изгибных напряжений (или изгибных деформаций) в оболочках твэлов (твэгов).

Целью данной работы являлось рассмотрение методического подхода к определению напряженно-деформированного состояния в оболочках твэлов, реализующегося в условиях действия сейсмических нагрузок, и к обоснованию прочности твэлов при максимальном расчетном землетрясении (МРЗ). Общая схема предложенного подхода представлена на рисунке 1

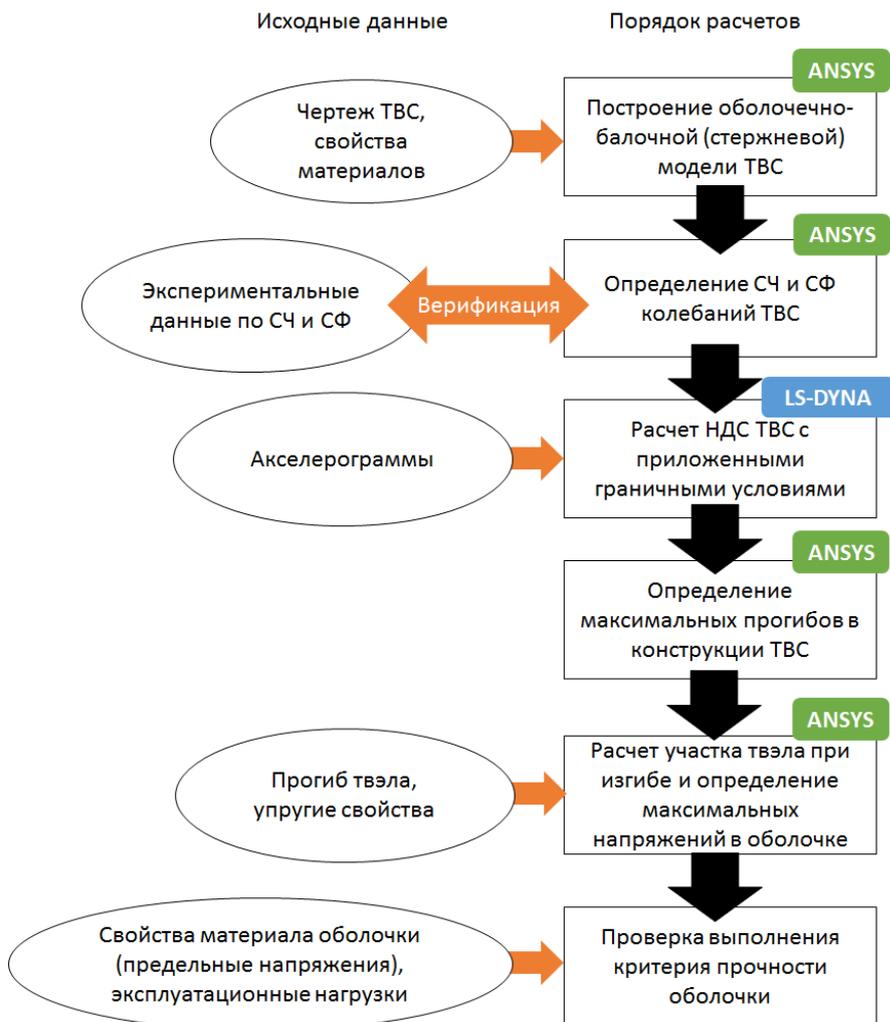


Рис.1. Порядок обоснования прочности твэла в условиях МРЗ (СФ – собственные формы, СЧ – собственные частоты колебаний)

Можно выделить следующие основные этапы:

- построение трёхмерной оболочечно-балочной (стержневой) модели ТВС по чертежу ТВС в препроцессоре (программной оболочке для построения моделей) кода ANSYS;
- определение собственных частот и форм колебаний ТВС в коде ANSYS, верификация по экспериментальным данным (по данным виброиспытаний макета ТВС) для проверки корректности построенной модели;
- расчет напряженно-деформированного состояния ТВС с приложенными граничными условиями (акселерограммами) с помощью решателя LS-DYNA;
- определение максимальных прогибов твэлов в конструкции ТВС в постпроцессоре (программной оболочке для анализа результатов) кода ANSYS;
- моделирование изгиба участка твэла в коде ANSYS в соответствии с прогибом, полученным при динамическом расчете ТВС;
- определение изгибных напряжений в оболочке твэла и проверка выполнения критерия прочности при МРЗ.

В работе показано, что предложенный методический подход удовлетворяет требованиям нормативных документов и может быть использован при обосновании прочности твэлов реакторов ВВЭР при сейсмических воздействиях.

## Расчетное моделирование эффективности РО СУЗ в реакторе типа БРЕСТ с использованием диффузионного ПК FACT-BR

Жирнов А.П., Баловнев А.В., Моисеев А.В., Солдатов Е.О.

*Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея», Москва, Россия*

*Ключевые слова: эффективность РО СУЗ, быстрый реактор со свинцовым теплоносителем, нейтронно-физические характеристики, диффузионный программный комплекс*

В реакторе типа БРЕСТ РО СУЗ размещается в ТВС. Для размещения РО в центральной части ТВС устанавливается шестигранная труба, внутри которой вместо ТВЭЛОВ располагаются ПЭЛ. РО в ТВС перемещается внутри шестигранной трубы с помощью привода, топливная часть в ТВС остается неподвижной.

В программном комплексе (ПК) FACT-BR в ТВС с РО (рабочий орган) задается отдельно внешний канал, состоящий из ТВЭЛОВ, дистанционирующих решеток, направляющих труб, канала РО, и внутренний канал, состоящий из ПЭЛ, внутреннего чехла РО. При перемещении стержня на заданную глубину в ПК происходит формирование гомогенного материального состава. Далее с помощью программы CONSYST осуществляется подготовка макросечений.

Для учета методической и константной погрешности в ПК FACT-BR для расчета эффективности РО СУЗ в гомогенном приближении вводятся поправки, рассчитываемые с использованием прецизионного ПК MSU-BR. Вносимые поправки снижают макросечение поглощения в РО.

Выполнены сравнительные расчеты с прецизионным ПК MSU-BR. Корректировка макросечения поглощения РО в ПК FACT-BR приводят к изменению плотности потока нейтронов в активной зоне, что позволяет уточнить расчеты следующих нейтронно-физических характеристик: эффективный коэффициент размножения, запас реактивности, подкритичность, эффективность РО СУЗ, трехмерное распределение энерговыделения и выгорания.

## Прецизионные расчеты для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии.

Жирнов А.П., Рождественский И.М.

*Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея», Москва, Россия*

*Ключевые слова: анализ ядерной и радиационной безопасности, прецизионные расчеты, объекты использования атомной энергии, перенос нейтронов и фотонов, мощность дозы, энерговыделение*

Ядерная и радиационная безопасность объектов использования атомной энергии является ключевым фактором устойчивого развития и широкомасштабной экспансии атомных технологий не только в энергетику и транспорт, но и в пищевую отрасль, медицину, фармакологию и многие другие.

Анализ ядерной и радиационной безопасности объектов использования атомной энергии при нормальной эксплуатации, нарушении нормальной эксплуатации и аварий выполняются с использованием прецизионных кодов.

Расчетный анализ ядерной и радиационной безопасности включает в себя следующие задачи:

- расчет условно-критической задачи для определения эффективного коэффициента размножения и плотности потока нейтронов и фотонов,
- расчет подкритической системы с внешним источником для определения плотности потока нейтронов в местах расположения датчиков системы управления и защиты,
- связанный нейтронно-фотонный расчет для определения энерговыделения и мощности эквивалентной дозы,
- расчет с изменением изотопного состава материалов для определения источников нейтронов и фотонов, активности и остаточного энерговыделения в материалах.

Расчетный анализ ядерной безопасности размножающих систем заключается в определении  $K_{эф}$  в различных аварийных состояниях системы, связанных с изменением размеров, формы и материального состава.

Для реакторных установок определяются нейтронно-физические характеристики, важные для безопасности и влияющие на протекание аварийных сценариев, включая способность систем остановки переводить и удерживать реактор в подкритическом состоянии. Важно отметить, что существуют задачи, решение которых с использованием прецизионных кодов затруднительно. Это в первую очередь относится к решению неоднородных задач с обратными связями. Современное развитие компьютерных технологий не позволяет в разумные сроки моделировать динамические процессы с использованием прецизионных кодов, однако результаты прецизионных расчетов могут повысить точность диффузионных кодов, путем уточнения макроконстант, и обеспечить высокую точность такого расчета.

Прецизионные расчеты подкритической задачи с внешним источником позволяют моделировать процесс загрузки топлива в реактор на этапе физического пуска, перегрузки во время остановки реактора, а также выгрузку топлива из реактора на этапе вывода из эксплуатации, обеспечивая безопасность обоих процессов.

При разработке реакторных технологий и обоснования безопасности производства радиоактивных изотопов технического ( $^{60}\text{Co}$ ) и медицинского ( $^{131}\text{I}$ ,  $^{99}\text{Mo}$ ,  $^{125}\text{I}$ ,  $^{177}\text{Lu}$ ,  $^{153}\text{Sm}$ ) назначения прецизионные коды используются для определения оптимальных конструкции облучательного устройства, состава мишени и длительности кампании. В результате определяется активность целевого радионуклида, остаточное энерговыделение и источники нейтронов и фотонов в облучательном устройстве для обеспечения безопасного обращения после облучения в реакторе.

Результаты прецизионных расчетов также используются для создания программного обеспечения, которое используется для сопровождения процесса накопления радионуклидов, в результате которого получается продукция требуемого качества.

В результате расчета задачи с изменением изотопного состава определяются источники нейтронов и фотонов в облученных материалах. Они используются как для обоснования радиационной безопасности, так и для физического проектирования контейнеров для безопасной перевозки ядерных материалов и радиоактивных веществ.

## Прецизионный нейтронно-физический расчет реактора БР-1200

Войтехова В.В., Жирнов А.П., Давыдов В.К., Моисеев А.В., Солдатов Е.О., Фёдоров И.А.,  
Хахулин В.И., Юферева В.А.

*Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** реактор БР-1200, прецизионный нейтронно-физический расчет, MCU-BR

Для выполнения нейтронно-физических расчетов реактора БР-1200 используются прецизионный программный комплекс MCU-BR и диффузионный программный комплекс FАСТ-BR.

В рамках исследования распределения энерговыделения в активной зоне реактора БР-1200 и изделиях активной зоны проводились расчеты энерговыделения в блоках отражателей, блоках защиты, блоках отражателей с устройством пассивной обратной связи и ПЭЛ РО СУЗ, которые требуют решения нейтронно-фотонной задачи.

Расчеты проведены с использованием прецизионного программного комплекса MCU-BR. Для проведения расчетов разработаны полномасштабные детализированные модели реактора с регистрационными зонами, заданными нодально и поэлементно.

Проведен анализ аксиального и радиального распределения энерговыделения в блоках отражателей и защиты. Максимальное значение удельного энерговыделения в блоках отражателей и защиты достигается в слоях на уровне центра топливной части активной зоны. Для блока отражателя с УПОС максимальное значение удельного энерговыделения наблюдается в вытеснителе из WC. Проведена оценка энерговыделения в свинце и стали в блоках отражателей и защиты.

Для ТВС с РО СУЗ проведены расчеты энерговыделения в ПЭЛ. В ПЭЛ из карбида бора наибольший вклад в энерговыделение внесли нейтроны. Наиболее энергонапряженные ПЭЛ в ТВС с РО находятся во внешнем ряду в связи с эффектом пространственной экранировки. В ПЭЛ из титаната диспрозия наибольший вклад в энерговыделение внесли фотоны. Наиболее энергонапряженные ПЭЛ в ТВС с РО находятся в центральном ПЭЛ, что связано с образованием вторичных гамма-квантов в титанате диспрозия.

## Расчетное сопровождение экспериментов, проводимых на действующих реакторах типа БН

Зарапина Э.М., Мишин В.А., Пастухова П.В., Перегудов А.А., Яковлева В.В.

*Акционерное общество «Государственный Научный Центр РФ – Физико-энергетический институт», Обнинск, Россия*

**Ключевые слова:** методика расчета, двухкомпонентная ЯЭС, замыкание ЯТЦ, реактор на быстрых нейтронах, расчетное сопровождение эксплуатации, комплекс автоматизированного расчета

Действующие реакторы, работающие в настоящее время в открытом топливном цикле, обеспечены достаточными ресурсами природного урана и производственными мощностями топливного цикла. При дальнейшем наращивании ядерных мощностей в стране и при активной позиции на внешнем рынке конкурентоспособность атомной энергетики все более будет зависеть от решения проблем обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО) и эффективности использования энергетического потенциала ресурсов природного урана. Указанные проблемы носят характер системных недостатков, устранить которые, оставаясь в рамках существующей ядерной энергетической системы (ЯЭС), невозможно. Переход к двухкомпонентной ЯЭС системе позволяет решить проблемы существующей системы в области обращения с ОЯТ и ограниченности топливного ресурса, а также открывает перспективы неэлектрического применения энергии ядра в области наработки «полезных» изотопов для медицинского и промышленного применений.

Основой для реализации новой концепции ЯЭС служит многолетний опыт эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах, дающий возможность исследовать перспективные направления развития ядерной энергетической системы путем моделирования нейтронно-физических условий облучения тепловыделяющих сборок (ТВС), приближенных к реальным.

На сегодняшний день расчётное сопровождение реактора БН-600 в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» выполняется с использованием системы ModExSys [1]. Основным расчетным инструментом в системе является диффузионный код TRIGEX [2], в состав которого входит модуль для расчета изотопной кинетики на основе программы CARE [3], программа подготовки констант CONSYST [4] и библиотека констант БНАБ-93 [5].

Накопленная за годы сопровождения БД реактора БН-600 Белоярской АЭС позволяет вести контроль множества параметров РУ и помимо характеристик, получаемых из расчётного кода напрямую, можно осуществлять расчёт интегральных величин таких как: флюенс нейтронов; накопленная повреждающая доза; мощность ТВС; максимальное выгорание и др.

Однако система сопровождения ModExSys базируются на использовании для нейтронно-физического расчета диффузионных программ с относительно малым числом энергетических групп и крупносеточной дискретизацией (программа TRIGEX) и не использует в полной мере существующих возможностей современной вычислительной техники, наиболее совершенных методов математического моделирования и компьютерных кодов. ModExSys жестко привязана к определенным форматам и внесение каких-либо коррекций весьма затруднительно. Также в данной системе отсутствует возможность сопряженного теплогидравлического расчета. Поскольку ModExSys перестала поддерживаться разработчиком ее исходные тексты недоступны и перенести функционал работы системы ModExSys на сопровождение реактора БН-800 невозможно.

Текущие недостатки не позволяют развивать данную систему для сопровождения новых быстрых реакторов, поэтому в качестве новой системы сопровождения реакторов может быть использован BNcode [6], разработанный специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и успешно применяемый в сопровождении реактора БН-800 Белоярской АЭС.

В BNcode включено большое число модулей и сервисов:

- 1) модуль расчёта НФХ;
- 2) модуль теплогидравлического расчёта;
- 3) модуль расчёта изотопной кинетики;
- 4) топливный архив;
- 5) модули интерфейса и графической визуализации.

Модуль расчёта составляют диффузионный код TRIGEX и прецизионный код, реализующий метод Монте-Карло в групповой и детальной версии – ММКК и ММКС соответственно.

В целом, новый код представляет собой современную систему, которая учитывает опыт предыдущей системы ModExSys и стремится к обеспечению высокого уровня функциональности, удобства использования и производительности.

Так как этот код имеет более развитые возможности расчетного моделирования, более гибкий, удобный и современный интерфейс. В статье представлены результаты верификации вычислительного комплекса BNcode сопровождения реактора БН-600.

#### Литература

1. Зарапина Э. М., Стогов В.Ю., Мишин В.А., Хныкина Е.С. **Расчётные инструменты, применяемые в сопровождении действующих быстрых реакторов // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2023. №2.**
2. **Аттестационный паспорт программного средства TRIGEX.05 Рег. № 312 от 9 октября 2012, ФБУ «НТЦ ЯРБ».**
3. **Моисеев А.В. Система моделирования и расчётного анализа нейтронно-физических экспериментов на энергетических быстрых реакторах: специальность 05.13.18 «Математическое моделирование, численные методы и комплексы программ»: диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук // АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». Обнинск. 2010. 158 с.**
4. **Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: Препринт ФЭИ-2431. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1995.**
5. **Серегин А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса программ TRIGEX-CONSYST-BNAV-90: Препринт ФЭИ-2655. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1997.**
6. **Перегудов А.А., Крячко М.В., Семенов М.Ю. и др. BNcode – усовершенствованный код для научного сопровождения действующих реакторов БН. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2019. № 2.**

# Применение гамма-спектрометрии для подтверждающих измерений содержания гадолиния и обогащения урана в необлученных таблетках типа ВВЭР

Стогов Ю.В., Рубцов И.А., Плишко Р.С.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** ВВЭР, оксидное уран-гадолиниевое топливо, гамма-спектрометрия, HPLeGe детектор

Цель работы – обоснование гамма-спектрометрической методики, позволяющей в лабораторных условиях выполнять подтверждающие измерения содержания гадолиния и обогащения урана отдельных таблеток типа ВВЭР, различающихся обогащением, плотностью и микроструктурой.

Спектры гамма-излучения отдельных ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )-,  $\text{UO}_2$ - таблеток были измерены на планарном HPLeGe детекторе. Эти спектры использованы для получения данных об обогащении урана в таблетках, при этом применялся метод многогруппового анализа гамма-спектров MGAU [1].

Полная скорость счета в рентгеновском дуэте Gd ( $E=43$  кэВ) –  $S^{43\text{кэВ}}$ , отнесенная на единичную площадь поверхности ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблетки, была использована в качестве меры содержания Gd. Для получения градуировочной зависимости скорости счета  $S^{43\text{кэВ}}$  от содержания Gd –  $N^{\text{Gd}}$  в ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблетках были использованы стандартные ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблетки с известным содержанием Gd, плотностью и обогащением.

В том случае, если обогащение исследуемой ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблетки с неизвестным содержанием Gd отличается от обогащения таблеток, для которых имеется градуировочная зависимость  $S^{43\text{кэВ}}$  от  $N^{\text{Gd}}$ , необходимо экспериментально определять поправочный коэффициент  $K_x$ , учитывающий различие обогащения в исследуемой ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблетке с неизвестным содержанием Gd и в ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )-таблетках, использованных для построения градуировочной зависимости  $S^{43\text{кэВ}}$  от  $N^{\text{Gd}}$ .

Регистрируемое рентгеновское излучение Gd ( $E=43$  кэВ) излучается из тонкого ( $\approx 0,1$  мм) поверхностного слоя ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблеток, так как происходит значительное ослабление этого излучения в материале таблеток. Согласно проведенным исследованиям [1], скорость счета  $S^{43\text{кэВ}}$  должна сильно изменяться при изменении обогащения урана в ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблетках и слабо зависеть от изменения плотности ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблеток.

Размещение (Gd-Al)- фольги (5% Gd по массе,  $d=0,1$  мм) между  $\text{UO}_2$ - таблеткой и чувствительным объемом детектора и проведение в такой геометрии серии измерений с  $\text{UO}_2$ - таблетками разного обогащения позволяет определить зависимость относительной скорости счета  $S^{43\text{кэВ}}$  от обогащения урана. Эта зависимость используется для определения значения поправочного коэффициента  $K_x$ . Размещение (Gd-Al)- фольги (5% Gd по массе,  $d=0,1$  мм) между ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблеткой и чувствительным объемом детектора, позволяет получить суммарную скорость счета  $S^{43\text{кэВ}}$  - от источника рентгеновского излучения Gd в (Gd-Al)- фольге и от рентгеновского излучения Gd с поверхности ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблетки (с учетом поглощения доли этого излучения в (Gd-Al)-фольге). Эта информация используется для обоснования погрешности поправочного коэффициента  $K_x$ . Обосновывается выбор оптимального содержания Gd в (Gd-Al)- фольге и выбор толщины фольги.

Приводятся экспериментальные градуировочные зависимости скорости счета  $S^{43\text{кэВ}}$ : а) от содержания Gd в ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблетках (с одинаковым обогащением урана); б) от содержания Gd в ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблетках (с одинаковым обогащением урана), покрытых (Gd-Al)- фольгой, размещаемой между ( $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ )- таблеткой и чувствительным объемом детектора; в) от обогащения в  $\text{UO}_2$ - таблетках, покрытых (Gd-Al)- фольгой, размещаемой между  $\text{UO}_2$ - таблеткой и детектором.

## Литература

1. Stogov Yu.V. Estimation of Accuracy of the Method of Gamma-Spectrometry for Non-Destructive Control of Gadolinium Content and Uranium Enrichment in Non-Irradiated VVER-type Fuel Pellets. In: IOP Conf Series: Journal of Physics: Conf Series 1689(2020)012060.

## Расчет нейтронно-физических параметров модернизированного ИЯР ВИР-2М

Сафиулина И.А., Валежанина Е.И., Демьянов С.А.,  
Карганов С.А., Пикулев А.А., Плужян К.Г.

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики», Саров, Россия*

*Ключевые слова:* нейтронно-физические характеристики, топливный раствор, модернизированный реактор, ИЯР ВИР-2М

В работе представлены результаты расчетов нейтронно-физических параметров модернизированного растворного импульсного ядерного реактора (ИЯР) ВИР-2М [1] с новым корпусом активной зоны (АЗ). В программном комплексе С-007 [2] разработана расчетная модель реактора и его ближайшего окружения (биозащита, элементы конструкции здания и т.п.). Определены значения эффективного коэффициента размножения и эффективной доли запаздывающих нейтронов в зависимости от объема и концентрации урана в топливном растворе (ТР) в зависимости от положения органов регулирования реактивности. Рассчитаны среднее время жизни нейтронов и коэффициенты обратных связей (коэффициенты гашения реактивности по объему и температуре ТР).

Определены оптимальные значения объема и концентрации ТР, позволяющие реализовать на модернизированном реакторе генерацию импульсов делений с максимально возможным энерговыделением при обеспечении необходимого запаса прочности корпуса АЗ.

Полученные результаты будут использованы при проведении физического пуска модернизированного ИЯР ВИР-2М.

### Литература

1. Авдеев Д.А., Богомоллова Л.С., Волгутов В.Ю. и др. **Перспективный растворный импульсный реактор: нейтронно-физические характеристики и облучательные параметры** // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 2021. № 4. С. 56.
2. Житник А.К., Донской Е.Н., Огнев С.П. и др. **Методика С-007 решения методом Монте-Карло связанных линейных уравнений переноса нейтронов, гамма-квантов, электронов и позитронов** // ВАНТ. Серия: Математическое моделирование физических процессов. 2011. №1. С. 17.

## **Разработка и расчетное обоснование прочности корпуса аз модернизированного ИЯР ВИР-2М**

**Лопухов Н.В., Дягель А.Р., Картанов С.А.,  
Пикулев А.А., Плужян К.Г., Тимонин С.В., Ткаченко Д.Н.**

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики», Саров, Россия*

***Ключевые слова:** импульсный ядерный реактор, ВИР 2М, активная зона, численные расчеты*

В работе представлены результаты разработки и расчетного обоснования прочности корпуса активной зоны (АЗ) модернизированного растворного импульсного ядерного реактора (ИЯР) ВИР-2М [1]. Основной особенностью корпуса АЗ является наличие сквозного облучательного канала и использование специальных решеток, которые служат для снижения динамических нагрузок на корпус и фиксации стержневых каналов.

Расчетным путем определена оптимальная конструкция корпуса АЗ и обоснованы его прочностные характеристики при воздействии импульсных и статических нагрузок. Численные расчеты динамических нагрузок основаны на результатах моделирования динамики топливного раствора при работе ИЯР ВИР-2М в импульсном режиме [2]. На основе механической модели корпуса определены предельные параметры импульсов делений.

Проведен анализ прочности корпуса АЗ при проведении гидростатических испытаний.

### **Литература**

1. Авдеев А.Д., Богомоллова Л.С., Волгутов В.Ю. и др. **Перспективный растворный импульсный реактор: нейтронно-физические характеристики и облучательные параметры** // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 2021. № 4. С. 56.
2. Демьянов С.А., Картанов С.А., Колесов В.Ф. и др. **Комплексный расчет растворного импульсного ядерного реактора ВИР-2М** // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 2020. № 4. С. 44.

# Исследование коррозионного износа конструкционного материала в энергетическом оборудовании с жидкосолевым теплоносителем

Спиридонов В.А., Савельев А.А.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** CFD-моделирование, жидкосолевой реактор, модель коррозии, утонение стенок, деградация сплава, никелевые сплавы

Одной из актуальных задач, стоящих сегодня перед атомной отраслью в нашей стране и в мире, является создание новой технологии утилизации минорных актинидов с целью снижения долговременной потенциальной опасности отходов, образующихся в результате переработки извлекаемого из реакторных установок облученного ядерного топлива (ОЯТ). Одним из возможных практических способов реализации этой технологии является трансмутация минорных актинидов в специализированных жидкосолевых реакторах-сжигателях. Одним из недостатков данных реакторных установок является проблема коррозионной стойкости конструкционных материалов, находящихся в контакте с расплавом топливной соли, имеющим характерную температуру порядка 1000 К. Анализ результатов экспериментов, полученных в НИЦ «Курчатовский институт», показывает, что утонение стенки за счет сплошной коррозии может составить от 0,6 мм до 1,0 мм за 10 лет [1], что может привести к увеличению расхода теплоносителя на некоторых участках гидравлического тракта реакторной установки примерно вдвое и повлечь ухудшение нейтронно-физических характеристик активной зоны.

В настоящее время известно, что расплавленные фториды являются отличными флюсами и преобразуют оксиды металлов в соответствующие фториды, которые чаще всего растворимы в расплавленной соли [2], [3]. Этот процесс удаляет пассивирующую пленку и подвергает поверхность коррозии, которая вызывается термодинамическим растворением химически активных компонентов сплава (наименее благородных), которым обычно является Cr, с образованием соответствующего фторида [4].

В рамках данной работы была разработана полуэмпирическая модель коррозионного износа конструкционных материалов в энергетическом оборудовании с жидкосолевым теплоносителем. Первая фаза коррозии, ограниченная скоростью массопереноса окислителя, оставляет металлическую поверхность с концентрацией металлического Cr равной 0. Концентрация Cr в металле как функция глубины в металле ( $x$ ) и времени воздействия ( $t$ ) определяется уравнением (1), в предположении, что поверхностная концентрация постоянна и равна 0.

$$C_{Cr}(x, t) = C_{Cr,m} \operatorname{erf}\left(\frac{x}{2\sqrt{D_{Cr}t}}\right), \quad (1)$$

где  $C_{Cr,m}$  – концентрация хрома в глубине металла ( $\frac{\text{МольCr}}{\text{м}^3}$ );  $D_{Cr}$  – коэффициент диффузии по границам зерен ( $\frac{\text{м}^2}{\text{с}}$ );  $x$  – глубина, м;  $t$  – время, с.

Глубина залегания хрома в металле ( $x_{99\%}$ ), на которой концентрация хрома составляет 99% от первоначальной объемной концентрации, определяется по формуле (2):

$$x_{99\%} = 2\sqrt{D_{Cr}t} \cdot \operatorname{erf}^{-1}(0.99) \quad (2)$$

где  $\operatorname{erf}^{-1}(0.99) \approx 1.4101$ .

Далее с помощью первого закона Фика определяется поток Cr из массива сплава к его поверхности по формуле (3)

$$j_{Cr,m} = \frac{D_{Cr}}{x_{99\%}} (C_{Cr,99\%} - C_{Cr,surface}), \quad (3)$$

Характер влияния температуры на диффузию хрома внутри металла определяется зависимостью от температуры коэффициента диффузии  $D_{Cr}$ , который выражается экспоненциальным законом (уравнение Аррениуса), связывающим температуру с относительной долей частиц, обладающих энергией выше некоторого порогового значения:

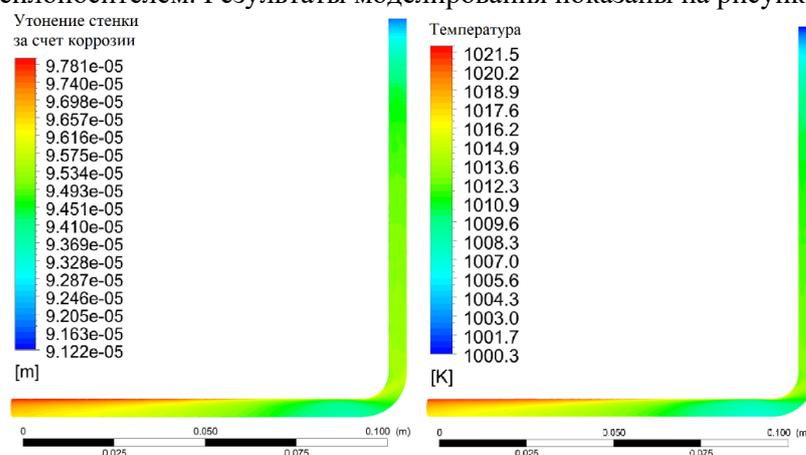
$$D_{Cr} = D_0 e^{-\frac{Q}{RT}}, \quad (4)$$

где  $D_{Cr}$  – коэффициент диффузии,  $\frac{м^2}{с}$ ;  $D_0$  – предэкспоненциальный множитель (по смыслу – коэффициент диффузии при  $T = \infty$ ),  $\frac{м^2}{с}$ ;  $Q$  – энергия активации диффузии,  $\frac{Дж}{Моль}$ ;  $R = 8,31 \frac{Дж}{Моль \cdot К}$  – универсальная газовая постоянная;  $T$  – абсолютная температура,  $К$ .  
Используя вышеперечисленные формулы и переходя от потока хрома к скорости утонения стенки, получим формулу для расчёта скорости утонения:

$$v_{corr} = \frac{M_{Cr}}{\rho_{Cr}} \cdot \frac{1}{2} \cdot \sqrt{\frac{D_0 e^{-\frac{Q}{RT}}}{t}} \cdot \frac{1}{\text{erf}^{-1}(0.99)} \cdot C_{Cr,99\%} \quad (5)$$

Формула (5) определяет скорость утонения стенок конструкционных материалов за счет удаления хрома с поверхности металла, в предположении, что хром растворяется в соли и его концентрация на границе соль-металл равна нулю. Константы  $D_0$  и  $Q$  определяются экспериментально.

Разработанная коррозионная модель износа конструкционных материалов под действием жидкой топливной соли была реализована с помощью коммерческого CFD кода ANSYS CFX. Проверка работоспособности модели проведена на геометрии 90-градусного отвода с размерами, температурой и скоростью потока характерными для энергетического оборудования с жидкосолевым теплоносителем. Результаты моделирования показаны на рисунке 1.



**Рис. 1.** Величина утонения стенки за счет коррозии (слева) и распределение температуры теплоносителя (справа) на геометрии 90-градусного отвода

Представленная в настоящей работе полуэмпирическая модель сплошной коррозии конструкционных материалов, находящихся в контакте с расплавом топливной соли, может быть применена для получения численных значений величины утонения стенок элементов конструкции жидкосолевого реактора, а также последующей оценки влияния износа конструкционных материалов на параметры течения в гидравлическом тракте реакторной установки и нейтронный баланс в активной зоне. Для корректного применения представленной модели необходимо получение замыкающих соотношений из эксперимента.

### Литература

1. Игнатъев В.В., Суренко А.И., Гнидой И.П., Углов В.С., Конаков С. А. **Экспериментальное исследование теллуровой коррозии никель-молибденовых сплавов в расплаве солей фторидов лития, бериллия и урана.** Атомная энергия. 2016. Т. 120, №6, С. 326.
2. R. Kane, «Molten Salt Corrosion» в Corrosion - Fundamentals, Testing, and Protection. ASM International. 2003. V. 13F. P. 216.
3. D. G. Lovering и C. F. Gale. Molten Salt Techniques, V. 1, Plenum Press, Chapter 1, New York, 1983.
4. D. F. Williams, L. M. Toth и K. T. Clarno, Assessment of Candidate Molten Salt Coolants for the Advanced High-Temperature Reactor (AHTR), ORNL/TM-2006/12, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, 2006.

## **Объединенный комплекс автоматизированного расчетного сопровождения эксплуатации РУ МБИР**

**Дьяченко Я.В.<sup>1</sup>, Мишин В.А.<sup>1</sup>, Перегудов А.А.<sup>1</sup>, Семенов М.Ю.<sup>1</sup>, Тормышев И.В.<sup>1</sup>,  
Набойщиков Ю.В.<sup>2</sup>, Жемков И.Ю.<sup>2</sup>, Боев А.В.<sup>2</sup>, Попыванов К.В.<sup>2</sup>**

<sup>1</sup> *Акционерное общество «Государственный Научный Центр РФ – Физико-энергетический институт», Обнинск, Россия*

<sup>2</sup> *Акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», Димитровград, Россия*

**Ключевые слова:** МБИР, БОР-60, комплекс автоматизированного расчета, база исходных данных, TRIGEX, ММККЕННО, ММКС, расчетное сопровождение

Расчетное сопровождение исследовательского реактора – важный процесс, влияющий на надежность и безопасность эксплуатации реактора, а также представительность результатов экспериментальных исследований и облучательных программ. Ввиду уникальности исследовательских реакторных установок и проводимых на них исследований, для сопровождения их эксплуатации целесообразно применять разработанные именно под них комплексы для сопровождения, причем сами расчетные коды оптимально использовать те же самые, что и для большой энергетики, что упростит перенесение результатов расчетно-экспериментальных исследований на энергетические реакторы.

В настоящее время существует большое количество расчетных кодов, направленных на моделирование различных процессов, происходящих в реакторах, обладающих своими особенностями, удобством применения, прошедшими различные степени верификации, валидации и аттестации, технической и авторской поддержкой, доступностью для приобретения и использования. Выбор расчетных кодов и объединение их в единый комплекс – важная задача, для решения которой был проанализирован опыт расчетного сопровождения эксплуатации быстрых реакторов: БОР-60, БН-600 и БН-800.

Для сопровождения эксплуатации реактора БОР-60 более 30 лет применяется комплекс автоматизированного расчета (КАР) нейтронно-физических характеристик. За это время аппаратные и программные мощности расчета развивались бурными темпами, что влекло за собой и эволюцию КАР. Принцип модульности построения КАР позволил развивать комплекс синхронно с ростом расчетных мощностей, однако некоторые ограничения, заложенные более четверти века назад, к настоящему времени не могут быть сняты без глобальной переработки КАР. Опыт эксплуатации и развития КАР использовался для создания «Объединенного комплекса автоматизированного расчетного сопровождения эксплуатации РУ МБИР» (ИКАР РУ МБИР).

Основной целью, стоящей перед ИКАР РУ МБИР является автоматизация сбора, хранения, применения, анализа и представления информации по параметрам эксплуатации реактора МБИР и проводимых на нем экспериментальных исследований на весь срок эксплуатации реактора. Для достижения данной цели были решены следующие задачи: определены основные расчетные коды (прошли аттестацию); разработана структура базы исходных данных и результатов расчета; разработана штатная расчетная модель реактора; разработаны сервисные программы ИКАР, позволяющие в автоматизированном режиме создавать расчетные модели, проводить расчетные исследования, пополнять, хранить и анализировать результаты расчетно-экспериментальных данных. В данном комплексе реализовано проведение расчетов не только по определению нейтронно-физических, но и теплогидравлических характеристик реакторной установки.

В данной работе представлена разработанная структура базы данных для ИКАР РУ МБИР, а также проведено сравнение результатов, полученных при моделировании разработанной расчетной модели с применением нейтронно-физических кодов, и результатов расчета НФХ, указанных в проектной документации. Приведены верификационные результаты расчетов на реальной микрокампании на БОР-60.

### **Литература**

1. Жемков И.Ю. **Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах.** Сб. научных трудов. Димитровград: ГНЦ НИИАР. 1996. №4. С. 56.

2. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В. Ишунина О.В. **Критические состояния и эффекты реактивности реактора БОР-60. Сборник рефератов и статей "Новые технологии для энергетики, и промышленности, и строительства". 2003. №6. С.274.**
3. Жемков И.Ю., Митин А.М., Токарева Е.С. **Автоматизация паспортизации параметров облучения тепловыделяющих сборок активной зоны и бокового экрана реактора БОР 60 // ВАНТ. Ядерная техника и технология. 1991. №6. С.9.**
4. Жемков И.Ю., Митин А.М., Токарева Е.С. **Формирование базы данных для нейтронно-физического расчета реактора БОР-60 с помощью ПЭВМ // ВАНТ. Ядерная техника и технология. 1991. №6. С. 36.**

## Производство полезных изотопов в ядерных реакторах

Мязин А.С.<sup>1,2</sup>, Базулин И.А.<sup>1,2</sup>, Федотов А.С.<sup>2</sup>

<sup>1</sup> *Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

<sup>2</sup> *Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** *наработка изотопов, медицинские изотопы, каналные реакторы*

В современном мире производство полезных изотопов посредством ядерных реакторов приобретает все большую актуальность по следующим причинам:

- **Медицина:** диагностика и лечение заболеваний. Полезные изотопы, такие как технеций-99m и йод-131, используются в различных медицинских визуализирующих исследованиях для диагностики различных раковых и сердечно-сосудистых заболеваний. Некоторые радиоактивные изотопы, например кобальт-60, используются в лучевой терапии для лечения пораженных раком тканей.
- **Промышленность:** обнаружение неисправностей и проверка целостности. Полезные изотопы используются в неразрушающем тестировании для обнаружения дефектов и проверки целостности в таких отраслях, как аэрокосмическая, автомобильная и нефтегазовая. Полезные изотопы используются в качестве трассеров для отслеживания и измерения потоков в химических процессах, гидрологии и других областях.
- **Научные исследования:** полезные изотопы используются в фундаментальных физических исследованиях, таких как изучение структуры ядра и элементарных частиц. Кроме того, изотопы используются в разработке новых технологий, включая ядерные батареи, источники энергии для космических аппаратов и термоядерный синтез.

В данной работе приведен анализ текущей ситуации в области реакторной наработки таких радионуклидов. В ходе исследования рассматриваются основные методы получения изотопов, используемые на сегодняшний день, их эффективность, степень безопасности и экономическая целесообразность. Цель данного анализа – выявить основные проблемы и перспективы развития производства медицинских изотопов в ядерных реакторах. Внедрение новых технологий и улучшение существующих методов могут привести к более надежному и доступному обеспечению рынка медицинских изотопов, что в конечном итоге положительно скажется на здоровье миллионов пациентов по всему миру.

Рассмотрены ключевые направления развития в области реакторного производства полезных изотопов. Рассмотрены как успехи научных изысканий зарубежных коллективов[1,2], так и отечественные достижения в данной области[3,4]. Понимание и использование успешных методов и технологий из разных стран позволяет создать более эффективные и инновационные подходы к производству изотопов

### Литература

1. Zhang W. et al. **Feasibility analysis of <sup>60</sup>Co production in pressurized water reactors** // *Nuclear Science and Techniques*. 2019. V. 30 (10). P. 147.
2. Ponsard B. et al. **Production of Sn-117m in the BR2 high-flux reactor** // *Applied Radiation and Isotopes*. 2009. T. 67(7-8). P. 1158.
3. Варивцев А. В. и др. **Физическая оптимизация облучательного устройства для накопления кобальта-60 высокой удельной активности в реакторе БН-600** // *Известия Самарского научного центра Российской академии наук*. 2014. Т. 16. №.6-1. С. 112.
4. Борщев В. П. и др. **Возможности наработки радионуклидов на АЭС с РБМК** // *Атомная энергия*. 2003. Т. 95. №.6. С. 450.

## Оптимизация технологических решений по демонтажу графитовой кладки реакторов РБМК-1000 на основе активности $^{14}\text{C}$

Сидоров Н.М.<sup>1,2</sup>, Касков Д.О.<sup>3</sup>, Ташлыков О.Л.<sup>3</sup>, Щукин Н.В.<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалы», Москва, Россия

<sup>2</sup> Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

<sup>3</sup> Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Екатеринбург, Россия

**Ключевые слова:** вывод из эксплуатации АЭС, РБМК-1000, графитовая кладка, углерод, демонтаж, оптимизация

На сегодняшний день в Российской Федерации насчитывается 11 реакторов типа РБМК-1000, 4 из которых уже окончательно остановлены для последующего вывода из эксплуатации, а оставшиеся 7 эксплуатируются и будут последовательно остановлены до 2040 года. Для всех действующих АЭС, в том числе АЭС с РБМК-1000, в 2017 году решением АО «Концерн Росэнергоатом» определён вариант вывода из эксплуатации АЭС (ВЭ) – «ликвидация блока атомной станции» и способ его реализации – «немедленный демонтаж» без предварительной консервации блоков АЭС с целью распада основных дозообразующих радионуклидов. Во время ВЭ значительную часть затрат составляют расходы на обращение с демонтируемым оборудованием, обладающим радиационным загрязнением различного характера – удаляемым (как правило активированные продукты коррозии) и неудаляемым (активированные конструкции, например, металлоконструкции и графитовая кладка реактора).

Основной особенностью ВЭ реакторов РБМК-1000 является наличие и необходимость последующего демонтажа графитовой кладки, выступающей в качестве замедлителя и отражателя. Кладка представляет из себя объёмную конструкцию цилиндрической формы из 14 слоёв, в каждом из которых находятся 2488 графитовых блоков сечением 250×250 мм. Блоки различаются по высоте (600, 500, 300 и 200 мм) и имеют высотную перевязку. Эксплуатация графитовой кладки в основном осуществляется в азотно-гелиевой атмосфере с долей азота на уровне 10%.

В процессе эксплуатации под действием нейтронного облучения активируются примеси, изначально присутствующие в графите, а также продукты продувочной газовой смеси. Наибольшую активность в графитовых блоках имеет  $\beta$ -активный углерод-14 ( $^{14}\text{C}$ ) с периодом полураспада 5730 лет. В основном он образуется за счёт ( $n, p$ )-реакции при воздействии тепловых нейтронов с ядрами азота-14 ( $^{14}\text{N}$ ), осевшими на поверхности пор продуваемых каналов графитовой кладки. Кроме этого, облученный графит содержит изотопы  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и др.

Несмотря на то, что  $^{94}\text{Nb}$  ( $T_{1/2} = 2,03 \times 10^4$  лет) и  $^{93}\text{Zr}$  ( $T_{1/2} = 1,5 \times 10^6$  лет) также являются долгоживущими изотопами, величина их удельной активности в графите не оказывает значительного влияния на класс РАО [1] и, соответственно, на место их окончательной изоляции. Основным нуклидом, влияющим на выбор места окончательной изоляции (приповерхностное или глубинное захоронение), является  $^{14}\text{C}$ . В связи с тем, что величина тарифов на захоронение РАО 3 класса (приповерхностное захоронение) и 2 класса (глубинное захоронение в геологических формациях) различается примерно в 4 раза (для РАО 2 класса в большую сторону) [2, 3], требуется разработка мер по минимизации объёмов РАО, подлежащих глубинному захоронению.

Для того, чтобы оценить возможность оптимизации затрат на обращение с демонтируемыми графитовыми блоками, был разработан алгоритм оптимального демонтажа по критерию удельной активности  $^{14}\text{C}$  ( $A_{\text{уд}}(^{14}\text{C})$ ). Основным критерием оптимизации в данном алгоритме является не превышение среднего установленного значения удельной активности по  $^{14}\text{C}$  ( $\bar{A}_{\text{уд}}(^{14}\text{C})$ ) на контейнер 3 класса ( $< 10^6$  Бк/г [4, 5]) для минимизации количества контейнеров 2 класса.

В данной работе в качестве примера рассматривается вариант демонтажа наиболее активированного слоя графитовой кладки. Сравнивалось два подхода к демонтажу:

- 1) последовательное извлечение графитовых блоков без учета их активности;
- 2) выборочное извлечение графитовых блоков с использованием алгоритма на основании анализа активности каждого блока, среднего значения активности по слою и в контейнере.

Принципиально алгоритм демонтажа определён двумя условиями:

1)  $\bar{A}_{уд}({}^{14}C)$  по слою превышает пороговое (удаляемые РАО 2 класса ( $10^6$  Бк/г)): в данном случае осуществляется сбор графитовых блоков с максимальной активностью в упаковки для РАО 2 класса – операция выполняется до тех пор, пока  $\bar{A}_{уд}({}^{14}C)$  в данном слое не снизится до порогового значения.

2)  $\bar{A}_{уд}({}^{14}C)$  по слою ниже порогового ( $< 10^6$  Бк/г): осуществляется сбор графитовых блоков в упаковки для РАО 3 класса, начиная с блока с максимальной  $A_{уд}({}^{14}C)$  из оставшихся в данном слое – далее  $\bar{A}_{уд}({}^{14}C)$  в контейнере корректируется за счёт блоков с меньшим значением  $A_{уд}({}^{14}C)$  в данном слое.

Результаты работы оптимизационного алгоритма представлены на рис. 1.

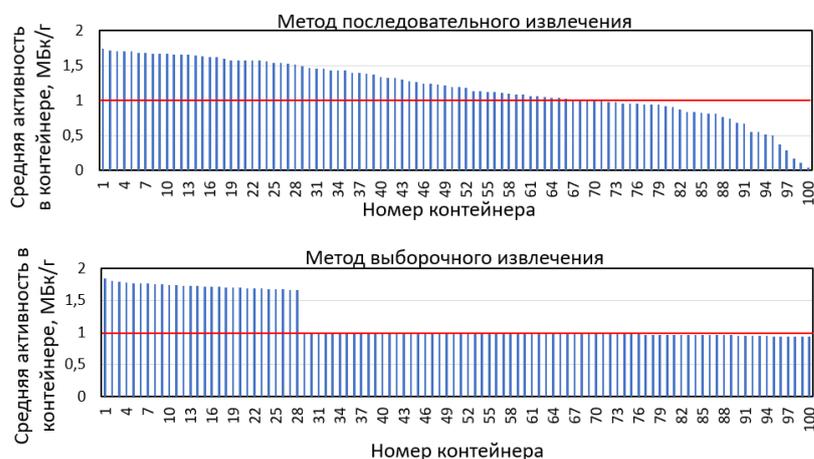


Рис.1. Результаты сравнительного анализа демонтажа наиболее активированного слоя

При последовательном извлечении виден недогруз по ряду контейнеров (с 80 по 100), в то время выборочное извлечение позволяет нагрузить каждый контейнер по максимуму и таким образом сократить количество контейнеров 2 класса с 71 до 28. По результатам оценочного расчёта, стоимость демонтажа на примере данного слоя за счёт использования оптимизационного алгоритма уменьшается в 1,7 раза или на 134 млн. руб. В настоящее время в рамках улучшения функционала программного продукта GRA [6] ведётся внедрение и доработка оптимизационного алгоритма с учётом данных о фрагментации графитовых блоков и выбора точки начала демонтажных работ.

## Литература

1. Сидоров Н.М. Перспективы использования защитных упаковок при обращении с облучённым графитом в процессе вывода из эксплуатации энергетических уран-графитовых реакторов // Сб. тез. докл. X междунар. науч.-практ. конф. мол. уч. и спец. атомной отрасли «КОМАНДА-2023». – СПб., АО «Атомэнергопроект», 2023. С.64.
2. Постановление Правительства РФ от 3 декабря 2012 г. № 1249 «О порядке государственного регулирования тарифов на захоронение радиоактивных отходов».
3. Приказ Федеральной антимонопольной службы от 11.10.2022 № 732/22 «Об установлении тарифов на захоронение радиоактивных отходов 1,2,3,4,5,6 классов на период с 2023 по 2027 годы» (Зарегистрирован 16.11.2022 № 70970).
4. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. № 190 ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
5. Постановление Правительства Российской Федерации от 29.10.2022 г. № 1929 «О внесении изменений в постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069».
6. Касков Д.О., Блинов Т.С., Волкович А.Д. и др. Graphite Reactor Analyzer // Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2024616224 РФ // заявл. 14.03.2024 № 2024614952: опубл. 18.03.2024.

## Исследования радиационно-защитных свойств природных минералов Вьетнама

Пыльцова Д.О.<sup>1</sup>, Кувшинова Е.В.<sup>1</sup>, Широнина А.М.<sup>1</sup>, Воронин И.П.<sup>1</sup>,  
Та Ван Тхыонг<sup>1</sup>, Ташлыков О.Л.<sup>1</sup>, Махмуд К.А.<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>Уральский федеральный университет имени первого Президента России  
Б.Н. Ельцина, Екатеринбург, Россия

<sup>2</sup> Управление по ядерным материалам, Каир, Египет

**Ключевые слова:** радиационно-защитные материалы, защита от гамма-излучения, база данных ХСОМ, массовый коэффициент ослабления, линейный коэффициент ослабления

Атомная отрасль России является одной из наиболее динамично развивающихся и перспективных. Госкорпорация «Росатом» занимает лидирующие позиции в мире по объему портфеля заказов на строительство атомных электростанций, в настоящее время на различных стадиях реализации находятся 35 энергоблоков в 12 странах. В связи с этим особый интерес представляют исследования местных природных минералов для оценки потенциала их использования для радиационной защиты при сооружении объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) с целью минимизации капитальных затрат, а также разработка новых, не содержащих свинец, композитных материалов, предназначенных для защиты от различных видов ионизирующих излучений, в первую очередь, от гамма-излучения.

В последние годы через иностранных аспирантов, обучающихся на кафедре «Атомные станции и ВИЭ» УрФУ, расширилось сотрудничество с учеными университетов Египта, Иордании, Вьетнама, Саудовской Аравии, Турции в этой области. Для решения таких масштабных задач, в эти исследования активно вовлекаются студенты кафедры, создаются научные команды.

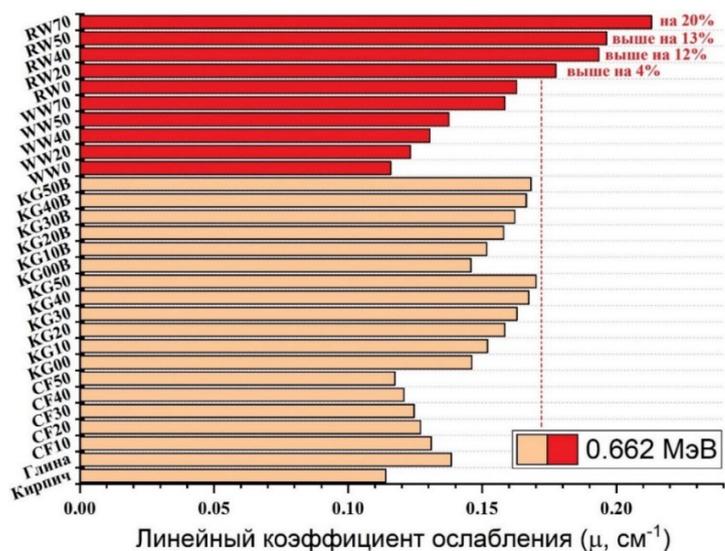
В представленной работе приведен обзор проведенного комплекса расчетно-экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств природных материалов Вьетнама одной из таких научно-исследовательских групп. Исследования проводились по согласованию с Институтом по атомной энергии Вьетнама (VINATOM). Итогом этих работ явилась успешная защита аспирантом из Вьетнама Та Ван Тхыонгом диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук по специальности 2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность. Результаты исследований представлены в 22 публикациях, из них 7 статей в зарубежных изданиях, входящих в международные базы цитирования Scopus и Web of Science; 2 статьи опубликованы в рецензируемых научных изданиях, рекомендованных ВАК РФ.

В ноябре 2016 г. Национальное собрание Вьетнама приняло решение о прекращении строительства АЭС по экономическим причинам. Однако, площадка, выбранная под строительство АЭС «Ниньгхуан», сохранена, поскольку в ближайшей перспективе возможен возврат к рассмотрению вопроса о строительстве АЭС. В настоящее время во Вьетнаме разрабатывается проект по сооружению Центра ядерной науки и техники атомного научно-исследовательского центра с исследовательским водо-водяным реактором мощностью до 15 МВт [4].

Образцы минералов и глины были собраны в северных регионах Вьетнама (провинции Лаокай, Тханьхоа, Лайчау) и доставлены в лабораторию кафедры атомных станций Уральского федерального университета для исследований. Ряд исследований, требующих уникального оборудования, проводился в сотрудничестве с Институтом по атомной энергии Вьетнама (VINATOM), Институтом промышленной экологии УрО РАН, Управлением по ядерным материалам (Каир, Египет).

Помимо исследований радиационно-защитных свойств камней для использования в составе бетона при сооружении биологической защиты ОИАЭ, был проведен комплекс работ по изготовлению композитных радиационно-защитных материалов с матрицей из белой и красной вьетнамской глины, в состав которой входят промышленные отходы. Данный вид радиационно-защитных материалов представляет интерес с точки зрения изготовления блоков (кирпичей) для быстровозводимой защиты, используемой при проведении работ по ремонту, модернизации АЭС. Такие блоки позволяют быстро возводить экранирующую стенку любой конфигурации и необходимой толщины вокруг оборудования с высокой мощностью дозы излучения.

В результате проведенных расчетно-экспериментальных исследований были определены минералы, имеющие наибольший потенциал в изготовлении биологической защиты ОИАЭ (образец GG 8.2 - зеленый гранит). Высокие экранирующие свойства, превышающие характеристики описанных в литературе образцов из глины, показали изготовленные образцы из красной вьетнамской глины типа RW20- RW70 (рис. 1).



**Рис. 1.** Сравнение линейного коэффициента ослабления изготовленных образцов радиационно-защитных материалов (RW и WW серии) на основе красной и белой глины Вьетнама с другими образцами РЗМ из глины при  $E\gamma = 0,662$  МэВ

#### Литература

1. Егоров Ю. А. **Основы радиационной безопасности атомных электростанций: учебное пособие для вузов.** М.: Энергоатомиздат, 1982.
2. Машкович В.П. **Защита от ионизирующих излучений.** Москва: Энергоатомиздат, 1995.
3. Михайлова А. Ф., Ташлыков О.Л. Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала // **Ядерная физика и инжиниринг.** 2018. Т. 9. № 4.
4. Та Ван Тхьонг. Анализ состояния энергетической структуры и оценка условий для развития атомной энергетики во Вьетнаме // **Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология.** 2023. № 2

# Оценка неопределенностей коэффициентов реактивности активной зоны ВВЭР большой мощности на основе обработки экспериментов по ксеноновым колебаниям

Сальников М. И., Пинегин А. А.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** *Аксиальные ксеноновые колебания, метод Байеса, МСМС, анализ неопределенностей, коэффициенты чувствительности, машинное обучение*

В связи с новыми нормативными требованиями к подходам по обоснованию безопасности и аттестации программных средств, а именно необходимость в оценке неопределенностей и погрешностей расчетов, требуется разработка методов и подходов для анализа экспериментов на действующих энергоблоках или критических стендах. При анализе экспериментов возникают трудности с учетом погрешностей: как погрешностей самого эксперимента, так и получением апостериорных оценок погрешностей расчета моделей и программных средств. В данной работе, на примере эксперимента по изучению свободных ксеноновых колебаний, предложена и разработана методика оценки неопределенностей модели активной зоны реактора ВВЭР.

Маневры мощности в реакторах ВВЭР большой мощности сопровождаются периодическим перераспределениями концентрации ксенона, а также поля энерговыделения между верхней и нижней частями активной зоны.

Ксеноновые колебания в активной зоне чувствительны к значениям некоторых нейтронно – физических параметров. Поэтому экспериментальные данные о ксеноновых процессах в активной зоне реактора содержат важную информацию, которая позволяет оценить точность параметров расчётных моделей активной зоны и уточнить их фактические значения. Серия экспериментов по возбуждения ксеноновых переходных процессов была проведена при пуске Нововоронежской АЭС-2.

Для решения задачи уточнения нейтронно – физических параметров была разработана статистическая процедура, в основе которой лежит метод Байеса. На первом этапе оцениваются диапазоны неопределенностей для значений нейтронно-физических параметров расчетной модели, а затем из анализа чувствительности формируется набор нейтронно-физических параметров чьи изменения в пределах диапазонов неопределенности их значений оказывает наибольшее влияние на протекание ксеноновых переходных процессов.

Оценка апостериорной плотности вероятности для выбранного набора нейтронно-физических параметров производится методом DRAM, с использованием метода Монте-Карло с цепями Маркова DRAM. Набор значений нейтронно-физических параметров, при которых апостериорная плотность вероятности достигает наибольшее значение, может принимается за их уточненное значение, а дисперсия полученной выборки за погрешность.

Процедура использует априорную (ранее полученную) информацию о неопределенности значений этих параметров, экспериментальные данные о свободных ксеноновых колебаниях и оценки погрешностей экспериментальных данных. При моделировании ксеноновых переходных процессов использовалась ПС Nostra. Данная программа является развитием алгоритма БИПР-7А.

Отчеты по анализу безопасности должны, в соответствии требованиями нормативных документов содержать анализ неопределенностей полученных результатов. На данный момент при проведении анализов неопределенностей, погрешности нейтронно-физических параметров, как правило, оцениваются экспертным путем. Немаловажным результатом рассматриваемой процедуры является уточнение оценок статистических свойств значений анализируемых нейтронно-физических параметров на основе экспериментальных данных.

Прямое использование ПС Nostra в процедурах оценки нейтронно-физических параметров, основанных на методах цепей Маркова, требует больших вычислительных ресурсов. Для уменьшения вычислительных затрат в разработанной процедуре методом машинного обучения формируются полиномиальные модели первого или второго порядка. Данные методы эффективны при высокой размерности пространства (в данной работе предполагается уточнять 4-5 параметров одновременно). По описанной методологии получают апостериорные плотности распределений параметров модели, которые учитывают экспериментальную информацию о протекании ксенонового переходного процесса в активной зоне. Разработанная процедура может быть использована для уточнения расчетных величин, а полученные по ней результаты могут быть использованы при обоснованиях безопасности.

## Оценка возможности использования альтернативных топливных материалов в качестве вытеснителей в реакторах со спектральным регулированием

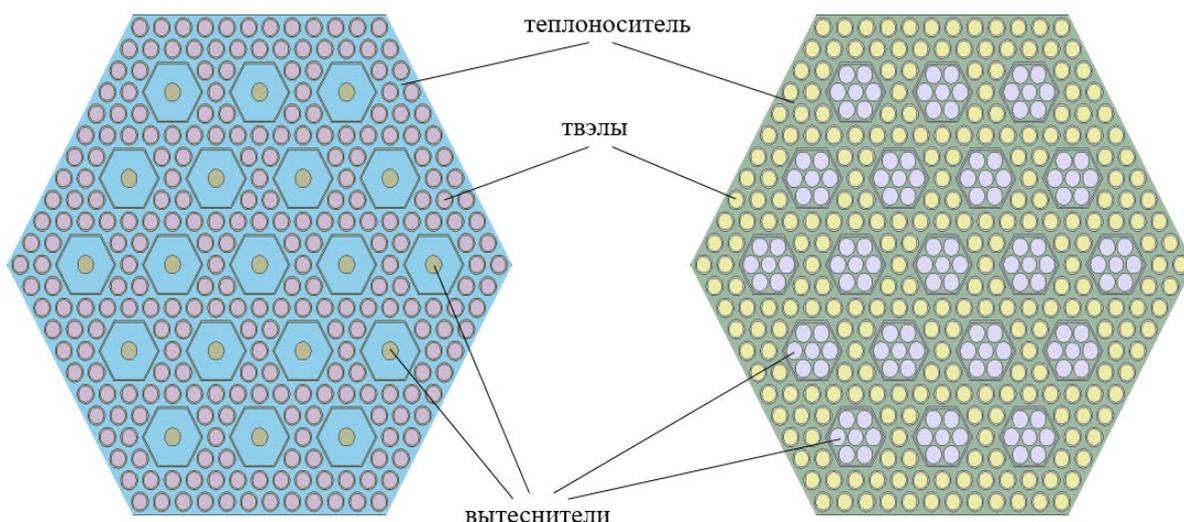
Воронцова А.А., Внуков Р.А.

*Обнинский институт атомной энергетики – филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Обнинск, Россия*

**Ключевые слова:** спектральное регулирование, минорные актиниды, ТВС, топливная кампания

В текущей мировой обстановке ограниченности запасов ядерного топлива перспективным направлением в ядерной энергетике является поиск решения проблемы топливообеспечения. Одним из потенциальных подходов может стать замыкание топливного цикла с вовлечением ОЯТ. При реализации такого варианта развития необходимо усовершенствование существующих тепловых реакторов, которым может стать спектральное регулирование, предполагающее сниженное потребление топлива. На данный момент Росатом рассматривает этот подход как основной вариант в условиях развития технологий ЗЯТЦ. [1]

В настоящей работе предлагается оценить влияние изменения состава вытеснителей в реакторе со спектральным регулированием на нейтронно-физические характеристики сборки. Для этого рассматривается модель ТВС, которая предложена Курчатовским институтом как один из возможных вариантов конфигурации ТВС ВВЭР-С [2] (рис. 1). Модель представляет из себя сборку из 264 твэлов и 19 шестиугольных направляющих каналов, в которых расположено 7 вытеснителей с рассматриваемыми составами.



**Рис.1.** Модели с разным количеством вытеснителей

Материалы для вытеснителей были выбраны следующие:  $\text{AmO}_2$ ,  $\text{NpO}_2$ ,  $\text{ThO}_2$ , обедненный уран (обогащение по  $\text{U}^{235}$  0,3%). Сравнение происходит с исходной моделью, где составом для всех вытеснителей является циркониевый сплав.

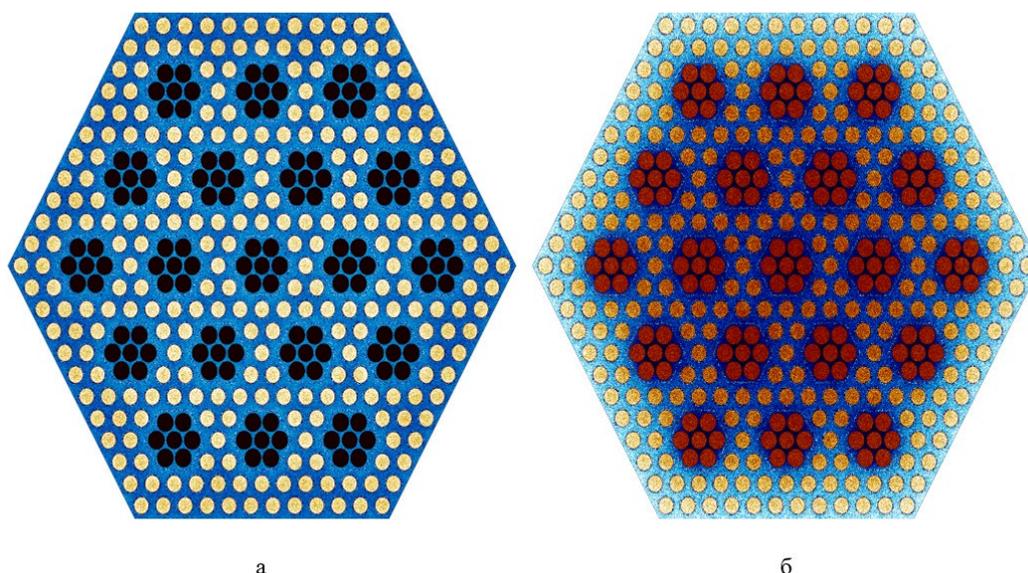
Для рассмотрения изменения нейтронно-физических характеристик ТВС в течение кампании, была выбрана следующая методика реализации спектрального регулирования: вначале все вытеснители погружены в зону, далее по мере выгорания топлива происходит извлечение вытеснителей поштучно.

При оценке компенсации избыточной реактивности с максимальным количеством вытеснителей можно видеть результаты, представленные в таблице 1.

**Таблица 1 – Размножающие свойства рассматриваемых моделей на начало кампании**

Материал	Кбеск	Реактивность, ΔК/К	Разница относительно исходной моделью, ΔК/К
Zr	1,3732	0,2717	0
ThO <sub>2</sub>	1,2031	0,1687	-0,1029
Обедненный уран	1,2980	0,2295	-0,0422
NpO <sub>2</sub>	0,7086	-0,4112	-0,6829
AmO <sub>2</sub>	0,7251	-0,3791	-0,6509

Как видно из таблицы 1, максимальная компенсация реактивности достигается у модели с вытеснителями из диоксида нептуния (NpO<sub>2</sub>). Это связано с эффектом блокировки стоящих в непосредственной близости твэлов, в то время как вытеснители из диоксида тория на другие твэлы не влияют, а сами представляют из себя черное тело (рис.2).



**Рис.2.** Распределения плотности потока тепловых нейтронов (в холодных тонах) и мощности делений (в теплых тонах): а – ТВС с вытеснителями из ThO<sub>2</sub>, б – из NpO<sub>2</sub>

Предположительно, это связано с особенностями сечений взаимодействия и перераспределением плотности потока нейтронов (у модели с торием плотность потока тепловых нейтронов выше в области центра ТВС, у модели с нептунием – в области периферии). Минимальный эффект компенсации реактивности показывает обедненный уран. Распределение плотности потока нейтронов близко к модели с торием. У америция распределение близко к модели с нептунием.

#### Литература

1. ВВЭР: горизонты близкие и далекие // Атомный эксперт URL: [https://atomicexpert.com/vver\\_horizons\\_near\\_and\\_far](https://atomicexpert.com/vver_horizons_near_and_far) (дата обращения: 26.06.2024).
2. Семченков Ю.М., Мохов В.А. А.П.Н. ВВЭР со спектральным регулированием – путь к эффективному использованию урана - 238 // МНТК2014, Москва, Концерн “Росэнергоатом”. 2014.

# Разработка методики оценки неопределенности критичности для тяжелых аварий на АЭС

Федосеенко Д.Н.<sup>1</sup>, Даниэль А.В.<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Санкт-Петербургский государственный университет, Санкт-Петербург, Россия

<sup>2</sup> Акционерное общество «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург, Россия

**Ключевые слова:** оценка неопределенности, методика, критичность, коэффициент эффективного размножения нейтронов, устройство локализации расплава

Обоснование безопасности проектируемых АЭС с реакторами типа ВВЭР требует рассмотрения тяжелых запроектных аварий с плавлением активной зоны [1-3]. В процессе развития таких аварий происходит расплавление корпуса реактора и переход расплава кориума в устройство локализации расплава (УЛР). На данном этапе возникает важная и многоплановая задача обоснования удержания кориума в УЛР.

В частности, требуется обоснование подкритичности системы от момента попадания кориума в УЛР до его полного остывания. Данная задача была успешно решена для многих проектов АЭС. Однако возникла необходимость дополнить обоснование подкритичности анализом неопределенности [4].

Этой задаче посвящена представленная работа. Рассмотрены основные типовые состояния кориума в УЛР, которые реализуются в процессе развития аварии на АЭС. Для каждого состояния выполнен анализ неопределенности оценки коэффициента эффективного размножения нейтронов (Кэфф), обусловленный неопределенностью основных характеристик системы, с использованием метода GRS [5-6].

Представленные результаты направлены на повышение надёжности прогнозирования поведения кориума и улучшение стратегии управления тяжёлыми авариями на АЭС с реакторами типа ВВЭР. Ожидается, что данный подход позволит разработать более точные и надёжные меры по обеспечению ядерной безопасности при тяжелых авариях, минимизируя потенциальные риски получить неконтролируемую самоподдерживающуюся цепную реакцию.

## Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций: НП-001-15 // М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016.
2. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР: НП-006-16 // М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2017.
3. Deterministic safety analysis for Nuclear Power Plants. IAEA Specific Safety Guide. SSG-2. Vienna, Austria, 2010.
4. Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций: РБ-166-20 // М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2020.
5. Золотухин В.Г., Михайлов Л.В. Оценка параметров критичности реакторов методом Монте-Карло, М., Энергоатомиздат, 1984
6. Glaeser H. GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications, Science and Technology of Nuclear Installations. 2008.

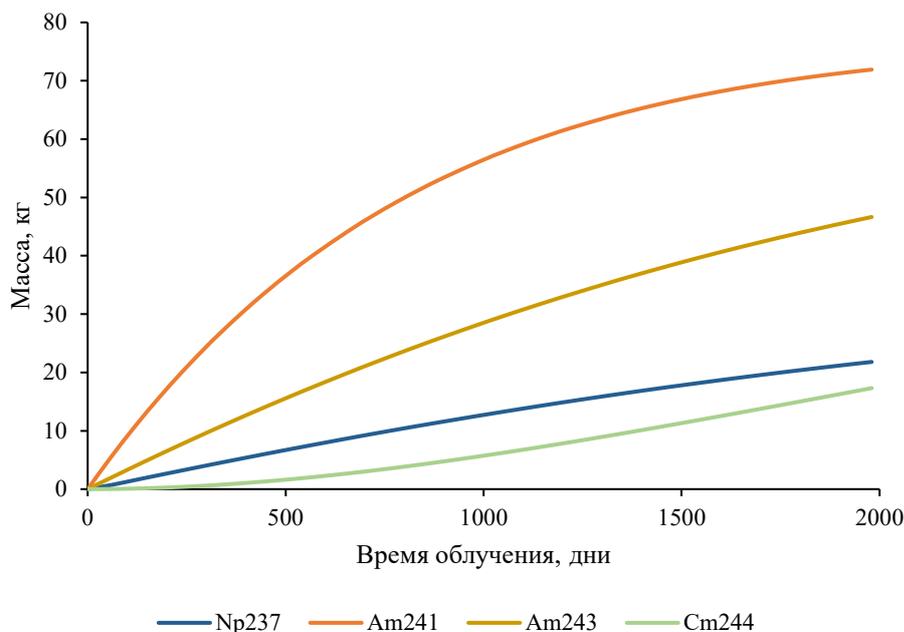
## Расчетное моделирование использования минорных актинидов в топливной загрузке реактора типа БН-1200

Афанасьев Ю.С., Савельев А.А.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** БН-1200, быстрый натриевый реактор, МОКС-топливо, минорные актиниды

Проблема накопления минорных актинидов (МА) становится все более актуальной по мере накопления облученного ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов [1,2]. Быстрые реакторы, по сравнению с тепловыми, имеют более высокий нейтронный поток и большой избыток нейтронов, который может быть направлен на трансмутацию МА [2]. Однако, содержащиеся изотопы плутония в МОХ-топливе быстрых реакторов являются источниками наработки америция [3]. На рисунке 1 представлен полученный в работе график накопления МА по ходу топливного цикла реактора типа БН-1200, использующего МОХ-топливо без добавления МА. Таким образом вовлечение МА в топливный цикл быстрых реакторов необходимо для предотвращения накопления МА и даже выжигания МА других реакторов. В этой связи утилизация МА может быть реализована в рамках направления двухкомпонентной атомной энергетики основанной на использовании связки тепловых реакторов с быстрыми реакторами выжигающими МА выделенные из состава ОЯТ. Одним из таких быстрых реакторов, планируемых к использованию в рамках ЗЯТЦ, является БН-1200.



**Рис.1.** Накопление МА в топливной кампании реактора типа БН-1200 без загрузки МА

Использование МА в топливном цикле возможно в различных вариантах размещения состава МА в реакторе. Такие методы разделяются на гомогенные, когда МА однородно смешаны с основным топливом реактора, и гетерогенные, когда МА размещаются отдельно от основного топлива в специальных сборках или твэлах. Каждый из способов имеет свои преимущества и недостатки. Так при гомогенном размещении происходит загрязнение минорными актинидами всего топливного цикла реактора. При гетерогенном размещении высокое содержание МА увеличивает радиационную нагрузку и осложняет обращение с такими сборками, кроме того, из-за вносимой нестабильности тепловыделения такой ограничивает места размещения или требует внесения изменений в конструкцию активной зоны реактора, однако при таком подходе топливные циклы разделены, что дает ему большую гибкость в выжигании МА [1,3].

В работе проводилось расчетное моделирование работы реактора типа БН-1200 с различными вариантами размещения МА в активной зоне. В качестве состава загружаемых МА был выбран состав, соответствующий содержанию МА в ОЯТ ВВЭР-1000 после 3-х лет выдержки, т.е.  $^{237}\text{Np}$  –

62%,  $^{241}\text{Am}$  – 24,3%,  $^{243}\text{Am}$  – 12,2% и  $^{244}\text{Cm}$  – 1,5 % [4]. Такой состав позволяет рассмотреть подход выжигания МА, в котором ОЯТ теплового реактора, после спада остаточного тепловыделения, немедленно отправляется на переработку с целью извлечения большего количества плутония для изготовления МОХ-топлива.

Для гомогенных вариантов рассмотрены разные доли добавляемых МА от общей загрузки топлива в АЗ. В рассмотренных гомогенных вариантах загружаемая доля МА составила от 1% до 20% от общего количества МОХ-топлива. В моделируемых гетерогенных вариантах рассматривались варианты размещения МА в отдельных сборках-мишенях и в отдельных твэлах. Обогащение топлива и способ размещения МА выбирались исходя из равномерности поля энерговыделения в АЗ и наличия критичности реактора на момент начала кампании. Таким образом среди гетерогенных вариантов для проведения моделирования были отобраны варианты размещения МА в гетерогенных ТВС, в которых 37 или 109 твэлов из 271 заменены на твэлы содержащие только МА, и вариант размещения топлива из МА в отдельных 78 сборках расположенных во внешнем слое АЗ.

Полученные результаты моделирования свидетельствуют о возможности выжигания значительного количества МА за один топливный цикл перспективного быстрого энергетического реактора. По значениям выгоревших долей МА определялись наиболее эффективные варианты размещения МА в реакторе. Для всех вариантов получены значения выгорания каждого из входящего в загружаемый состав МА нуклида. Во всех вариантах наблюдается накопление изотопов кюрия, а для гомогенного добавления 1% МА наблюдается накопление изотопов америция. По совокупности факторов наиболее эффективным, с точки зрения выгорания всей смеси МА, вариантом размещения является гомогенное добавление 10% МА в топливо. В этом варианте наблюдается выгорание 46,4% загружаемой массы МА.

#### Литература

1. Рыжов С.Н. **Исследование современных методик трансмутации минорных актинидов в тепловых и быстрых реакторах // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2022. № 2. С. 5.**
2. Коробейников В.В. **Исследование возможности выжигания минорных актинидов в быстром реакторе с металлическим топливом на основе только минорных актинидов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2020. № 1. С. 59.**
3. Гулевич А.В. **Возможность выжигания америция в быстрых реакторах // Атомная энергия. 2020. Т. 128. № 2. С. 82.**
4. Ганаев И.Х. **Гомогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ // Атомная энергия. 2000. Т. 89. №5. С. 355.**

## **Система электрического неразрушающего контроля для реакторной установки БРЕСТ**

**Щербаков А.А., Сурин В.И., Иваний М.Б.**

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

*Ключевые слова: электрический неразрушающий контроль, контактная разность потенциалов*

Согласно международным стандартам по контролю промышленных изделий, входящих в перечень оборудования АЭС, в документах МАГАТЭ предусмотрен электрический неразрушающий контроль на основе электроконтактного метода (IAEA Safety Standards Series № Ns-G-2/6).

Результаты применения электрического неразрушающего контроля (ЭНК) подтверждают высокую эффективность электрических методов неразрушающего контроля в условиях промышленного производства, а также свидетельствуют о возможности их дальнейшего использования непосредственно при эксплуатации реакторных установок в соответствии с международными стандартами.

Оборудование перспективных реакторных установок достаточно сложно в изготовлении, изобилует сварными швами и высоконагруженными соединениями, предполагает использование в условиях высокой температуры. Такое оборудование требует контроля на всех стадиях жизненного цикла. Методы электрического неразрушающего контроля (ЭНК) могут органично дополнить широко используемые на производствах энергетического машиностроения рентгенографический, ультразвуковой и другие виды неразрушающего контроля за счет значительных возможностей автоматизации измерений при сравнимой точности. Это положительно повлияет на качество выпускаемого оборудования, сроки и стоимость его изготовления.

На данный момент Волгодонский филиал АО «Инжиниринговая компания «АЭМ-технологии «Атоммаш» приступил к изготовлению корпуса реакторной установки БРЕСТ, для которого предлагается разработать систему электрического неразрушающего контроля, отдельные элементы которой смогут эксплуатироваться на протяжении всего жизненного цикла оборудования.

Для решения озвученной задачи могут применяться устройства ЭНК в составе средств автоматизированного контроля. Такие приборы могут быть спроектированы в виде подвижных автоматизированных измерительных приборов и устройств, самостоятельно передвигающихся по поверхности объекта контроля. Для контроля сварных соединений в процессе эксплуатации оборудования возможно использование неподвижных приборов и устройств, размещаемых на контролируемой поверхности в заранее определенном наиболее нагруженном месте. Такой автоматизированный прибор производит измерения в автоматическом режиме, что позволяет осуществлять непрерывный контроль на протяжении всего срока эксплуатации оборудования.

# Оптимальное использование энергоресурса топлива при выводе АЭС из эксплуатации

Евстюхина Е.В., Загребаев А.М.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** АЭС, РБМК, ТВС, вывод из эксплуатации, перегрузки топлива, энерговыработка

Одним из этапов жизнедеятельности атомной электростанции является этап вывода из эксплуатации. Поскольку АЭС, как правило, состоит из нескольких ядерных энергоблоков, введенных в эксплуатацию в разное время, то и вывод из эксплуатации осуществляется с некоторым временным сдвигом. Например, на Курской АЭС с реакторами РБМК предполагается вывод из эксплуатации третьего и четвертого энергоблоков, соответственно, в 2033 и 2035 годах. При этом в ранее остановленном энергоблоке остаются тепловыделяющие сборки с разной энерговыработкой, а, следовательно, имеется остаточный энергоресурс. Это энергоресурс желательно использовать в работающем энергоблоке с целью экономии свежего топлива. Отметим, что ранее задача оптимального использования топлива при выводе из эксплуатации многоблочной АЭС решалась в работах Федосова А.М. (Федосов А.М. Оптимальное использование топлива при выводе АЭС с РБМК из эксплуатации. – Атомная энергия, т.102, вып.5, с.284-290). При решении оптимизационной задачи Федосовым А.М. использовалась достаточно сложная математическая модель, учитывающая пространственные эффекты, детальный состав активной зоны, лимитирующие ограничения и т.д.

Вместе с тем, представляет интерес разработка математического обеспечения, которое позволяло бы провести экспресс-анализ и выработку рекомендаций по использованию остаточного энергоресурса в автоматизированном режиме, то есть с участием человека. Именно решению этой задачи и посвящена данная работа.

В основу математической модели положена точечная модель распределения ТВС по энерговыработкам (спектра ТВС), позволяющая прогнозировать изменение спектра ТВС во времени в работающем реакторе в зависимости от тактики подгрузки выгоревших ТВС из остановленного реактора.

$$N_i^{(k+1)} = N_i^{(k)} - \left( N_i^{(k)} W_i - N_{i-1}^{(k)} W_{i-1} \right) \frac{\Delta t}{\Delta E} - S_i^{(k)} \Delta t + B_i^{(k)} \Delta t \quad (1)$$
$$k = 0, 1, \dots$$
$$i = 1, 2, \dots$$

где  $N_i^{(k)}$  – число ТВС в  $i$ -ом интервале энерговыработок в момент времени  $t^{(k)}$ ;

$W_i$  – мощность ТВС в  $i$ -ом интервале энерговыработок;

$S_i^{(k)}$  – число ТВС в  $i$ -ом интервале энерговыработок, выгружаемых из остановленного реактора;

$B_i^{(k)}$  – число ТВС в  $i$ -ом интервале энерговыработок, подгружаемых из остановленного реактора в работающий;

При этом конкретно решалась следующая задача: имеется работающий и остановленный энергоблок; какая тактика подгрузки отработавших ТВС из остановленного энергоблока является предпочтительной, если в работающий реактор свежие ТВС не подгружаются. Анализ на модели показал, что предпочтительней подгружать ТВС с постепенным убыванием энерговыработки. Оказалось, что в этом случае при сохранении критичности мощность реактора падает. Отсюда возникла еще одна задача оптимизации с вводом штрафа за недопоставку электроэнергии.

$$\Delta \Phi(t) = \Delta E(t) - \delta E(t) = \Delta E(t) - \alpha \cdot (W_H - W(t)) \cdot t \quad (2)$$

где

- $n$  – количество ТВС, подгружаемое на каждом шаге из остановленного реактора;
- $E_{max}$  – максимальное значение энерговыработки, при достижении которого ТВС считается выгоревшей;
- $E$  – энерговыработка подложенной из остановленного реактора ТВС, которую она успела достичь при работе в реакторе до его остановки.
- $\alpha$  – коэффициент, отражающий штраф за недопоставку потребителю энергии

Решение этой задачи позволяет ответить на вопрос: когда следует прекратить подпитку из остановленного реактора.

Численные оценки показали, что подпитка из остановленного реактора позволяет в течение 100 суток сэкономить около 200 свежих ТВС.

## Применение генератора быстрых нейтронов для калибровки детекторов

Ата-Курбонова Ф.Б., Сосновцев В.В.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** Российский эмиссионный детектор, ядра отдачи, когерентное рассеяние нейтрино, калибровка детектора, Geant4, эквивалентная доза

Малогобаритные генераторы быстрых нейтронов находят применение в ряде коммерческих технологий, сводящихся к получению информации о физических характеристиках облучаемого вещества. Российская группа разработчиков детектора когерентного рассеяния нейтрино RED применила для калибровки генератор на вакуумной нейтронной трубке [1-3]. Опыт коллаборации RED показывает, что такие генераторы нейтронов не могут быть использованы для калибровки, потому что в момент срабатывания источников импульсных напряжений генератора в регистрирующих подсистемах калибруемого детектора возникают наводки. От калибровки при помощи генератора нейтронов пришлось отказаться в пользу концепции калибровки на исследовательском реакторе ИРТ МИФИ.

Аргон-37 является важным изотопом для калибровки детектора. Под калибровкой энергетической шкалы детекторов нейтрино подразумевается привязка шкалы амплитуд отклика детектора к шкале энергий ядер отдачи. Это нетривиальная задача, поскольку непосредственно во время эксперимента по поиску реакторных нейтрино калибровка энергетической шкалы осуществляется только с помощью гамма-источников ионизации, т. е. с образованием электронов (а не ядер) отдачи. Такую шкалу принято обозначать в единицах кэВеe (electron-equivalent). Калибровка энергетической шкалы для ядер отдачи (nuclear recoils), обозначаемой в единицах кэVnr, должна проводиться в специальных экспериментах – на специально оборудованных установках с использованием системы рассеяния нейтронов.

С этой целью был проведён эксперимент и смоделировано накопление аргона-37 при облучении 40-го кальция быстрыми нейтронами. В качестве конструкционного материала кальциевого реактора была выбрана нержавеющая сталь марки 12X18H10T [4]. Быстрые нейтроны получаем в нейтронном генераторе ИНГ-06, облучая дейтронами тритиевую мишень. В качестве программы используется Geant4, было проведено моделирование геометрии и траектории частиц, образованных в нейтронном генераторе. Получены результаты состава кальциевой мишени, конструкционных материалов.

Стоит отметить, что при извлечении аргона-37 учтены и удовлетворяются все требования с работой радионуклидным источником. Максимальная суммарная мощность эквивалентной дозы гамма-квантов, передаваемая биологическому объекту массой 90 кг, составляет 3,86-03 мЗв/час, что значительно меньше минимальной безопасной дозы.

### Литература

1. Grishnyaev E. **Modeling of deuterium ionization and extraction from an ion source driven by heated cathode** / E.S. Grishnyaev, S.V. Polosatkin // *IEEE Transactions on Plasma Science*. 2015 V. 43 (11). P. 3856.
2. Grishnyaev E. **The study of neutron burst shape of a neutron tube driven by dispenser cathode**. *Nucl. Instrum. And Meth. In Phys. Res. A* 2016. V. 828. P. 91.
3. D.Yu. Akimov. **Study of nuclear recoils in two-phase xenon at ITP** // 1-st INTAS report, Sheffield, May 22 2006.
4. Д.Ю. Акимов и др. **Аппаратурный комплекс по измерению отклика жидкого ксенона для ядер отдачи низких энергий на реакторе ИРТ МИФИ**. // *Ядерная Физика и Инжиниринг*. 2012. Т. 3. № 6. С. 490.

## Обоснование возможности замены выгорающего поглотителя гадолиний на эрбиевое топливо в реакторах типа ВВЭР

Музафаров А.Р., Савандер В.И.

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

*Ключевые слова: РЕМИКС топливо, расход топлива, коэффициенты реактивности, выгорание, запас реактивности, жидкостная система*

Для перехода на длительные кампании реактора создается большой начальный запас реактивности. Компенсация жидкостной системой ограничена концентрацией борной кислоты в теплоносителе-замедлителе и приводит к накоплению низкоактивных ЖРО. Следственно всемерное снижение доли запаса реактивности, компенсируемое борным регулированием, является актуальным вопросом. Для этих целей используются выгорающие поглотители, интегрированные в топливную матрицу. В качестве такого поглотителя в реакторах типа ВВЭР используется природный гадолиний. Основным преимуществом гадолиния является высокое значение микросечения поглощения. В результате он успевает полностью выгореть за одну кампанию. Однако сильный поглотитель оказывает влияние на степень неравномерности энерговыделения, как внутри отдельной ТВС на первой кампании, так и неравномерность поля энерговыделения по всей активной зоне (Кq) в радиальном направлении. Как правило, повышение степени неравномерности энерговыделения снижает среднее выгорание выгружаемого топлива. Как было показано в работе [1] используемая стратегия снижения числа твэгов и увеличения весового содержания поглотителя в них не сильно влияют на компенсируемый запас реактивности и дальнейшее увеличение концентрации гадолиния может сильно ухудшить теплопроводность топливной таблетки. Приведенные выше доводы, заставляют задуматься о замене поглотителя в реакторах ВВЭР.

В качестве альтернативы гадолинию предлагается использовать поглотитель на основе оксида эрбия ( $\text{Er}_2\text{O}_3$ ). Эрбий имеет резонанс в тепловой области, его микросечение поглощения нейтронов сравнимо с микросечением поглощения для урана 235, что позволяет размещать его во все твэлы. Данная схема расположения не ухудшает неравномерность поля энерговыделения. Однако эрбий не полностью выгорает и его остаточное содержание снижает запас реактивности на выгорание, что приводит к снижению средней глубина выгорания выгружаемого топлива.

Для реализации поставленной цели рассматривается топливный цикл реактора ВВЭР на основе трехкратной частичной перегрузки топлива с обогащением топлива подпитки  $x=4,95\%$  весовых без перестановок в процессе перегрузки. При этом возникающая избыточная реактивность компенсируется гадолиниевым и эрбиевым выгорающим поглотителем. Для эрбия наличие в тепловой области спектра резонанса в сечении захвата при энергии 0,41 эВ обеспечивает отрицательное значение спектральной составляющей полного температурного коэффициента реактивности по замедлителю. Что касается плотностного коэффициента реактивности, то он в большей степени определяется максимальной концентрацией борного поглотителя в теплоносителе. Поэтому в первую очередь необходимо оценить максимальную концентрацию бора в теплоносителе, которая соответствует моменту времени, при котором реализуется максимальный запас реактивности. Для этих моментов времени, с равным максимальным запасом реактивности, необходимо производить расчет коэффициентов реактивности. При условии применения трехкратной частичной перегрузки топлива без перестановок в активной зоне образуются повторяющиеся структуры, состоящие из 3 ТВС с различными длительностями облучения. Для эрбиевого варианта осуществляется равномерно размещение поглотителя во всех твэлах ТВС. При использовании гадолиния структура размещения твэгов по активной зоне, как и весовая загрузка гадолиния в твэгах может быть разнообразной. В данной работе выбрана схема размещения твэгов в ТВС моделирующая реальное расположение. А именно, схема с меньшим количеством твэгов и максимальной концентрацией гадолиния в твэгах (8%). В выбранной схеме твэг, расположенный в центре симметрично окружен вокруг 2 рядами (18) твэлов. Расчеты проводились на нейтронно-физическом программном коде Serpent с использованием библиотеки ядерных данных ENDFb7.

При повышении весового содержание эрбия в твэлах увеличивается доля компенсируемого избыточного запаса реактивности и снижается концентрация добавляемого борного поглотителя в теплоноситель для доведения до критичности. К тому же, улучшаются значения коэффициентов реактивности. В связи с большой блокировкой потока тепловых нейтронов в твэге вызванная большим весовым содержанием гадолиния, приводит к увеличению поглощения в боре и

следственно снижается значения плотностного коэффициента реактивности по сравнению с эрбием. В случае с эрбием однородное расположение не приводит к депрессии потока и как результат влияние поглощения в боре не играет существенной роли как это происходит в варианте с гадолинием.

В широком диапазоне изменения содержания борного поглотителя в теплоносителе значения плотностного и полного температурного коэффициента реактивности для вариантов с эрбием в качестве выгорающего поглотителя имеют более высокие амплитудные значения, чем для варианта с гадолинием. Показана тенденция возрастания амплитудных значений указанных коэффициентов реактивности, по мере возрастания весового содержания эрбия в твэлах. Для варианта с максимальным весовым содержанием гадолиния в твэгах был подобран вариант с весовым содержанием эрбия, при котором компенсируется одинаковая избыточная реактивность без потерь в выгорании топлива с эрбием.

При этом исходя из полученных значений при 3-х кратной перегрузке оптимальное весовое содержание эрбия будет находится в пределах 0.2%-0.5%, но ближе 0.5%. В этом случае не будет происходить проигрыш в выгорании и будут получены такие же коэффициенты реактивности как в случае с гадолинием.

### Литература

1. Музафаров А.Р., Савандер В.И. **Использование выгорающих поглотителей для снижения водообмена при жидкостном регулировании в реакторах типа ВВЭР// Атомная энергия. 2023. Т. 134. № 5-6.**
2. Muzafarov A.R., Savander V.I. **Use of Erbium as a Burnable Absorber in VVER-Type Reactors in a Closed Fuel Cycle// Physics of atomic nuclei. 2023. V. 86.**

# Расчет собственных резонансных частот необлученных топливных таблеток типа ВВЭР для постановки и проведения экспериментов методом ультразвуковой резонансной спектроскопии

Рубцов И.А., Стогов Ю.В.

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** ультразвуковой метод, собственные резонансные частоты, спектроскопия, топливные таблетки, дефекты

Цель работы – проведение расчетов по программе «Зенит-95» для последующей постановки и проведения экспериментов методом ультразвуковой резонансной спектроскопии таблеток типа ВВЭР:

- определение собственных резонансных частот  $UO_2$ -таблеток;
- изучение влияния Gd на собственные резонансные частоты  $(UO_2-Gd_2O_3)$ -таблеток;
- изучение влияния несплошностей на собственные резонансные частоты  $UO_2$ -,  $(UO_2-Gd_2O_3)$ -таблеток.

Сущность метода заключается в возбуждении ультразвуковых колебаний в исследуемой топливной таблетке и регистрации характеристик этих колебаний. Такими характеристиками являются: а) амплитуда  $A$  колебаний таблетки на некоторой частоте  $f$ . Обычно измеряют изменения амплитуды относительно некоторого опорного ее значения, вызванные изменением частоты или внешним воздействием; б) частоты, на которых зависимость  $A(f)$  имеет максимум (резонансные частоты),  $f_{r,i}$  ( $i=1,2,\dots,n$ ); в) ширина спектральных пиков  $\Delta f_{r,i}$ , отсчитываемая при амплитуде колебаний, равной 0,707 от максимального значения амплитуды  $A(f_{r,i})$ . Измеряются спектры собственных резонансных частот механических колебаний топливных таблеток и изменения этих спектров в зависимости от внешних условий, геометрии, состава и наличия/отсутствия несплошностей. По измеренным величинам, а также по характеру изменения их во времени, при действии температуры, среды и других внешних факторов определяются физические свойства материала и кинетика их изменения [1-2].

Для проведения измерений таблеток типа ВВЭР методом ультразвуковой резонансной спектроскопии необходимо иметь:

- регистрирующую аппаратуру, позволяющую определять собственные резонансные частоты таблеток. Аппаратура содержит: а) перестраиваемый в диапазоне частот 20÷1000 кГц генератор синусоидальных электрических импульсов, к выходу которого подключен пьезоэлектрический излучатель, установленный на исследуемой таблетке; б) приемник ультразвукового сигнала с пьезоэлектрическим датчиком, установленным на исследуемой таблетке;
- методики выполнения измерений;
- образцы-стандарты (таблетки типа ВВЭР с известными технологическими характеристиками (состав, геометрия, микроструктура, наличие несплошностей и др.).

Для достижения цели работы решаются следующие задачи:

- построение расчетных моделей  $UO_2$ -,  $(UO_2-Gd_2O_3)$ -таблеток в расчетной программе «Зенит-95»;
- расчет спектра собственных резонансных частот топливных таблеток в расчетной программе «Зенит-95»;
- расчет собственных резонансных частот таблеток аналитическим методом [3];
- сравнение значений собственных резонансных частот, полученных аналитическим методом, со значениями, полученными в программе «Зенит-95»;
- сравнение полученных спектров собственных резонансных частот топливных таблеток в зависимости от состава, наличия/отсутствия несплошностей;
- анализ влияния состава и дефектности топливных таблеток на собственные резонансные частоты.

Программа «Зенит-95» имеет аттестаты Ростехнадзора РФ по линейной статике № 148 от 20.02.2003, по задачам теплофизики № 200 от 21.06.2005, по задачам динамики: № 345 от 21.11.2013, разрешающие применение программы для расчетов объектов использования атомной энергии.

## Литература

1. Шарп Р. **Методы неразрушающих испытаний.** М.: Мир, 1972.
2. Аблеев А.Н., Ануфриев Б.Ф., Кудрявцев Е.М., Мартыненко С.П. **Лабораторный практикум «Безопасность и надежность ЯЭУ»: учебное пособие.** М.: МИФИ, 2007.
3. Иродов И.Е. **Волновые процессы. Основные законы. Учебное пособие для вузов.** М.: Бином. Лаборатория знаний, 2023.

# Сравнительный анализ особенностей применения методов оценки устойчивости электроэнергетических систем

Толоконский А.О., Худойбердиев М.Э.

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** *устойчивость, демпфирование, качество переходного процесса, корневой годограф, интегральный и частотный методы, D-перегородка, QR-алгоритм*

Непосредственная оценка устойчивости электроэнергетических систем (ЭЭС) путем оценки переходной кривой связана с большими трудностями, вызванными интегрированием системы дифференциальных уравнений высокого порядка. Несмотря на то, что развитие компьютерной техники позволяет использовать прямые методы переходного процесса, основными методами оценки качества переходного процесса остаются косвенные методы. Каждый метод имеет свои особенности и эффективен в решении определенных задач устойчивости. На сегодняшний день возникает необходимость сравнительного анализа этих методов оценки и определить области их эффективного использования. Целью данной работы является сравнительный анализ особенностей различных методов оценки устойчивости электроэнергетических систем и определение области их эффективного применения.

Одним из наиболее распространенных методов оценки является прямой метод Ляпунова. Ядыкин и Исаков [1] предлагают новый подход к анализу устойчивости линейных непрерывных стационарных динамических систем с использованием этого метода. Представленные ими разложения квадрата нормы  $H_2$  позволяют охарактеризовать вклад отдельного компонента собственной системы или их парных комбинаций в асимптотическую динамику изменения энергии системы. Такой подход позволил оценить и проанализировать синергетический эффект слабоустойчивых режимов на соответствующие «энергетические» резервы устойчивости. Кроме того, Овусу-Миреку и др. [2] предложили новый метод прямого анализа с использованием траекторий псевдоаварий для определения контрольной точки неустойчивого равновесия (Controlling Unstable Equilibrium Point - CUEP) для событий переключения. Они подчеркивают, что предложенный метод рекомендуется использовать в качестве инструмента скрининга переходных процессов, после чего требуется детальный анализ событий на основе запаса энергии между вычисленным соответствующим CUEP и начальной точкой после переключения. В связи с этим предлагается поэтапный анализ событий переключения передачи, что усложняет процесс оценки событий.

Другим распространенным методом является метод корневого годографа, который основан на связи разностей между полюсами и нулями передаточной функции и переходным процессом. Геометрический метод построения корневых траекторий, предложенный Эвансом [3], считается наиболее простым и подходящим для систем, передаточная функция которых задана в виде простых множителей. Корневой годограф позволяет изучить влияние свободного параметра на устойчивость электроэнергетической системы и качество регулирования. Однако, несмотря на свою наглядность, метод корневого годографа практически не используется для анализа сложных систем. Это объясняется тем, что геометрический метод построения корневых траекторий недостаточно точен и, кроме того, требует задания передаточной функции в виде простых множителей.

Более широкое распространение получил другой корневой метод – оценка по степени устойчивости. Степень устойчивости определяется путем решения так называемого смешанного однородного характеристического уравнения системы. При применении модифицированного метода D-разбиения Неймарка, предложенного Якубом Осуским [4], расчет степени устойчивости системы становится простым и удобным, поскольку четко рисуется геометрическая картина расположения корней на плоскости коэффициентов управления. Однако этот метод не учитывает влияние вынужденной составляющей, обусловленной возмущающим воздействием, а также не учитывает влияние нулей передаточной функции.

В настоящее время при анализе устойчивости и демпфирующих свойств сложных ЭЭС среди корневых методов наиболее универсальным и активно используемым является QR-алгоритм определения собственных значений матриц коэффициентов линеаризованных дифференциальных уравнений. Существует множество вычислительных методов вычисления собственных значений. Учитывая реальную, асимметричную и трехдиагональную структуру A-матрицы для вычисления собственных значений, Мамис и Коксал [5] исследовали возможность объединения различных

аспектов обычно используемых численных методов (метод LR, метод характеристических уравнений, алгоритм QR) для решения проблемы собственных значений A-матрицы, что является необходимым процессом для эффективной оценки аналитических решений. Они приходят к выводу, что алгоритмы QR и LR имеют хорошие характеристики сходимости, но метод характеристического полинома ненадежен, особенно для большого числа строк матрицы A.

Возможность использования частотных методов для оценки качества гашения переходных процессов основана на связи между частотными характеристиками системы и переходной характеристикой. Солодовников [6] доказал возможность использования частотных методов для определения таких важных показателей качества, как скорость, перерегулирование и колебательность процесса. Точно определить переходный процесс довольно сложно. Для косвенного анализа качества переходных процессов используются известные свойства частотных характеристик и соответствующих им переходных процессов. По мнению Окереке [7], если в системе есть параллельно соединенные звенья, задача нахождения логарифмов сумм или разностей по заданным логарифмам слагаемых для комплексных чисел становится очень трудоемкой. Поэтому использование логарифмических частотных характеристик для электроэнергетических систем нецелесообразно. Принимая это во внимание, Озиоко [8] рассматривает возможность оценки качества переходных процессов с использованием соответствующих функций Ляпунова для некоторых нелинейных обыкновенных дифференциальных уравнений третьего порядка. Путём нахождения функции квадратичной формы для соответствующего линейного дифференциального уравнения третьего порядка предложены три возможные функции Ляпунова.

Проведенный анализ позволил сделать следующие выводы о том, что в области анализа устойчивости динамических систем наиболее распространенными методами являются метод Ляпунова, корневой годограф и QR-алгоритм. Метод Ляпунова используется для анализа стационарных систем, позволяя оценить синергетический эффект слабоустойчивых режимов на устойчивость. Метод корневого годографа, предоставляет геометрическую картину устойчивости системы, однако требует простоты передаточной функции для точности. QR-алгоритм, в свою очередь, является универсальным для вычисления собственных значений систем с трехдиагональной структурой. Частотные методы также используются для оценки качества переходных процессов, хотя и требуют определенной осторожности в случае сложных систем.

## Литература

1. Yadykin I.B. and Iskakov A.B. **Energy Approach to Analysis of Stability of the Linear Stationary Dynamic Systems. Automation and Remote Control. 2016. V.77 (12).**
2. Owusu-Mireku R. and Chang H.D. **A Direct Method for the Transient Stability Analysis of Transmission Switching Events. IEEE Power & Energy Society General Meeting, 2018.**
3. Evans W. R. **Control system syntheses by Root Locus method. Electrical Engineering. 1950. V.69.**
4. Osuský Jakub and Vojtech Veselý. **Modification of Neimark D-partition method for desired phase margin. Journal of Cybernetics and Informatics. 2010. V.5 (11).**
5. Mehmet Salih Mamis and Muhammet Koksakal. **Solution of eigenproblems for state-space transient analysis of transmission lines. Electric Power Systems Research. 2000. V.55 (1).**
6. Solodovnikov V.V. **Statistical dynamics of linear automatic control systems. Fizmatgiz M.:Moscow, 1960.**
7. Okereke R.N. **Lyapunov stability analysis of certain third order nonlinear differential equations. Applied Mathematics. 2016. V.8 (16).**
8. Ozioko, et al. **A study of Lyapunov stability analysis of some third order nonlinear ordinary differential equation. Abacus (Mathematics Science Series). 2021. V.48 (2).**

## Расчетное и экспериментальное исследование гидродинамики теплоносителя в твэльном пучке ТВС реактора РИТМ

Дмитриев С.М., Демкина Т.Д., Добров А.А., Доронков Д.В., Пронин А.Н., Рязанов А.В.,  
Курицин Д.Д., Николаев Д.С.

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия*

**Ключевые слова:** *тепловыделяющая сборка, твэльный пучок, дистанционирующая решетка, центральный вытеснитель, гидродинамика теплоносителя, аксиальная скорость, поток*

В настоящее время одним из самых перспективных направлений развития атомной отрасли Российской Федерации являются атомные станции малой мощности на базе судовых реакторных установок РИТМ-200. Требования, предъявляемые к энергоблокам наземного размещения, привели к необходимости в создании новой активной зоны реактора, что в свою очередь потребовало проведения дополнительных расчетных и экспериментальных исследований, в том числе исследования особенностей гидродинамики теплоносителя в твэльном пучке ТВС [1-2].

В докладе приведены результаты экспериментального исследования течения теплоносителя в твэльном пучке ТВС за дистанционирующими решетками, а также сравнительный анализ с результатами численного моделирования в отечественной CFD-программе ЛОГОС. Целью представленной работы являлось изучение перераспределения поля аксиальной скорости потока за дистанционирующей решеткой.

Для достижения поставленной цели были проведены эксперименты на масштабной модели фрагмента твэльного пучка ТВС реактора РИТМ, масштабный коэффициент составил 5,8 относительно штатного объекта. Эксперименты проводились на аэродинамическом стенде, где моделирование течения водяного теплоносителя осуществлялось воздухом основываясь на теории гидродинамического подобия [3-4]. Исследования проводились в области, охватывающей треть поперечного сечения модели, ввиду симметричности конструкции ТВС.

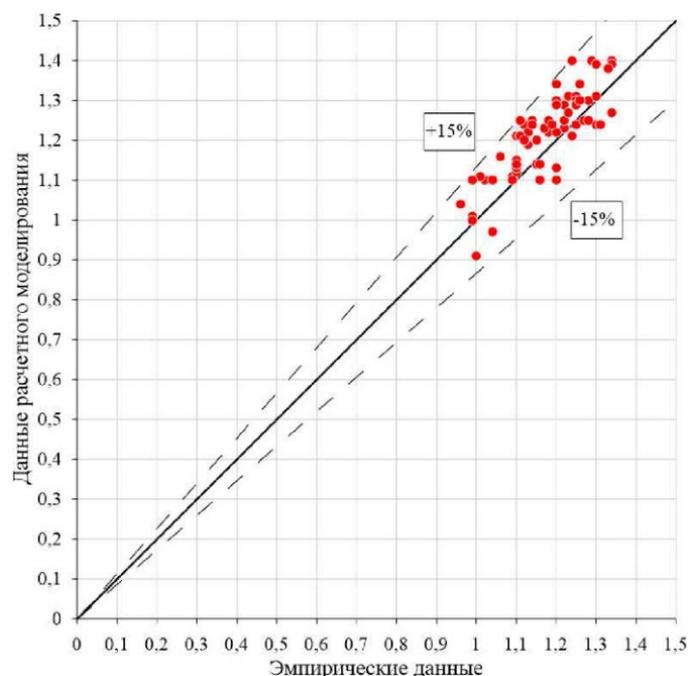
Гидродинамика теплоносителя исследовалась в зоне автомодельного течения воздушной рабочей среды, характеризующейся идентичностью безразмерных профилей скорости в каналах с воздушной и водяной средами. Следовательно, полученные опытные данные могут быть использованы при изучении условий течения теплоносителя в штатной активной зоне. Измерения проводили при скорости воздушного потока на входе в модель, 36,2 м/с и критерии Рейнольдса 88000. Результаты экспериментов визуализированы картограммами распределения поля аксиальной скорости потока, анализ которых показал, что в пролете твэльного пучка между дистанционирующими решетками у поверхностей центрального вытеснителя и чехла возможно образование зон с относительно низкой аксиальной скоростью потока, составляющей 0,4–0,7.

Для моделирования турбулентных течения вязкой несжимаемой жидкости в программе ЛОГОС применялся подход, основанный на решении уравнений Навье-Стокса, усредненных по Рейнольдсу (RANS – подход) [5-6]. В качестве физической модели в расчете применяется модель k-Omega-SST. Расчетная модель в поперечном сечении полностью повторяет масштабную экспериментальную модель. Параметры расчетной сетки представлены в таблице 1.

**Таблица 1 – Параметры расчетной сетки**

Параметр	Значение
Базовый размер ячейки объемной сетки, м	0.004
Средний $y^+$	1
Размер первой ячейки, м	$5 \cdot 10^{-5}$
Скорость роста призматических слоев	1.2
Количество призматических слоев	12
Толщина призматического слоя, м	0.006
Количество ячеек, млн.	30

Для оценки результатов численного моделирования было определено отклонение максимальных значений аксиальной скорости потока на различных расстояниях от решетки, полученное расчетным и экспериментальным путем (рисунок 1).



**Рис.1** – Результаты сопоставления расчетных и экспериментальных значений аксиальной скорости потока

Анализ отклонения максимальных значений аксиальной скорости потока показывает удовлетворительное соответствие расчетных и экспериментальных профилей скорости на различных расстояниях от решетки и не превышает 15%.

Результаты экспериментальных и расчетных исследований могут быть использованы в инженерном обосновании конструкторских решений при проектировании новых активных зон реакторов типа РИТМ.

Работа выполнена в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2024-0003).

### Литература

1. Зверев Д.Л., Фадеев Ю.П., Пахомов А.Н. и др. **Реакторные установки для атомных ледоколов. Опыт создания и современное состояние**// Атомная энергия. 2020. Т. 129. № 1.
2. Беляев В.М., Большухин М.А., Пахомов А.Н. и др. **Опыт создания первой в мире плавучей АЭС. Направления дальнейшего развития**// Атомная энергия. 2020. Т. 129. № 1.
3. Гухман А.А. **Введение в теорию подобия**. М.: Высшая школа. 1973.
4. Дмитриев С.М., Добров А.А., Легчанов М.А. и др. **Применение многоканального пневмометрического зонда для исследований профиля скорости теплоносителя в моделях топливных кассет ядерных реакторов**// Приборы и методы измерения. 2015. Т. 6. №2.
5. Ландау Л. Д., Лифшиц Е. М., **Теоретическая физика**// Гидродинамика. М.: 1986.
6. Лойцянский, Л.Г. **Механика жидкости и газа**. М.: Государственное издательство технико-теоретической литературы. 1950.

## Асимметрия поля энерговыделения

Салькевич Я.А., Гуц Н.В.

Государственное предприятие «Белорусская АЭС», Островец, Беларусь

**Ключевые слова:** ВВЭР-1200, активная зона, неравномерность поля энерговыделения, программный комплекс «КАСКАД», усилия протяжки ПС СУЗ, положение БЗТ

Поле энерговыделения является одним из важнейших информационных показателей экономической и безопасной эксплуатации реакторной установки. На рассматриваемом энергоблоке третья топливная загрузка характеризуется асимметрией поля энерговыделения активной зоны, что связано с двумя факторами:

фактор 1 – отклонение от проектной схемы перегрузки;

фактор 2 – малоизученный для ВВЭР фактор, впервые наблюдаемый с начала второй топливной загрузки энергоблока и сохранившийся в третьей топливной загрузке.

Анализ фактора 1 показал, что, согласно расчетной асимметрии, поле энерговыделения смещено на 2-й и 5-й сектор  $60^\circ$  симметрии (на IV и II ось реактора соответственно). По мере выгорания третьей топливной загрузки величина расчетной асимметрии уменьшается. Максимальная неравномерность поля энерговыделения достигается в период на 200–220 эфф. сут.

Проведем детальный анализ фактора 2.

Асимметрия полей энерговыделения, выявленная в начале симметричной второй топливной загрузки и сохранившаяся в третьей топливной загрузке, наблюдается на многих энергоблоках с ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200.

Как во второй, так и в третьей топливной загрузке средствами СВРК фиксируется асимметрия поля энерговыделения, выражающаяся в увеличенной нагрузке ТВС исключительно по направлению 5-го сектора  $60^\circ$  симметрии (смещение энерговыделения только на II ось реактора).

В связи с тем, что:

– наблюдаемая (измеренная СВРК) асимметрия носит «глобальный» характер (равномерный градиент по всей активной зоне без локальных очагов энерговыделения);

– при пуске и эксплуатации экспериментально подтверждены расчетные значения НФХ;

– достигнуты критерии успешности проверки соответствия координат датчиков СВРД координатам, отображаемым в СВРК,

неправильная загрузка и эксплуатация ТВС, а также несоответствия в измерениях СВРК исключены из потенциальных причин возникновения фактора 2.

Возможные причины возникновения асимметрии, связанные с фактором 2, также сужают то, что:

– аналогичная асимметрия была выявлена в начале второй топливной загрузки, которая была сформирована в проектной симметричной конфигурации;

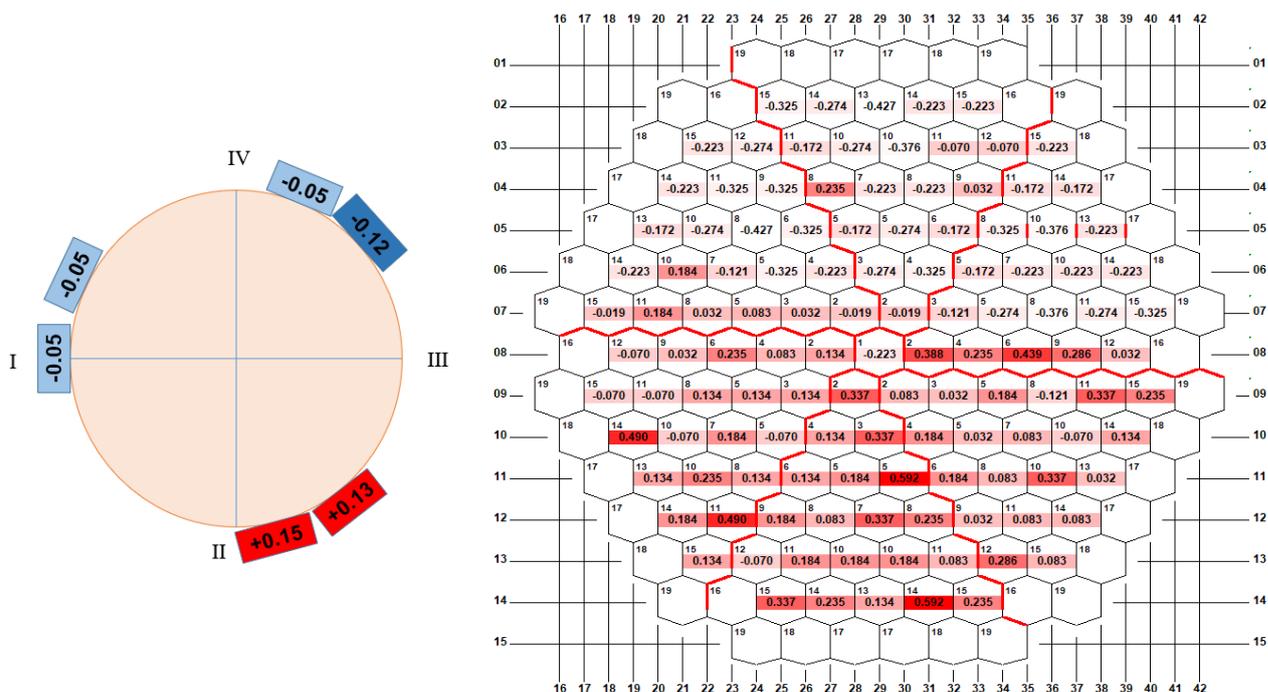
– эксплуатация второй топливной загрузки с перекосом энерговыделения на 5-й сектор симметрии (на II ось реактора) привела к большему выгоранию топлива в данном секторе на конец второй топливной загрузки, что в условиях отсутствия межсекторных перестановок при перегрузке, не должно было привести к увеличению размножающих свойств 5-го сектора симметрии в начале третьей топливной загрузки.

На основании вышеизложенного одной из вероятных причин возникновения асимметрии, связанной с фактором 2, является геометрический фактор, в частности изменение геометрии активной зоны начиная со второй топливной загрузки (сопровождающееся изменением водяных зазоров и как следствие водно-уранового соотношения).

Данное предположение коррелирует с результатами анализа:

– усилий перемещения ПС СУЗ в направляющих каналах ТВС на этапе сборки реактора в начале второй и третьей топливной загрузки;

– положения БЗТ относительно фланца корпуса реактора при сборке реактора перед началом второй и третьей топливной загрузки (измерение расстояния до платиков БЗТ).



**Рис. 1.** Картограммы отклонений расстояний до платиков БЗТ (от среднего значения), мм и отклонений усилий протяжки ПС СУЗ (от среднего значения), кгс на этапе сборки реактора перед началом второй топливной загрузки

Отклонения усилий перемещения ПС СУЗ и положения БЗТ относительно фланца корпуса реактора совпадает с направлением «глобального» перекаса поля энерговыделения на 5-й сектор 60° симметрии (на II ось реактора).

Заключение по фактору 2:

– с начала эксплуатации третьей топливной загрузки, сверх расчетной величины асимметрии наблюдается эффект «глобальной» асимметрии поля энерговыделения.

– аналогичный эффект впервые наблюдался с начала эксплуатации второй топливной загрузки, когда отклонения в усилиях перемещения ПС СУЗ и положения БЗТ относительно фланца корпуса реактора, носили ярко выраженный характер, совпадающий с направлением асимметрии на 5-й сектор (на II ось ректора). На этапе сборки реактора перед третьей топливной загрузкой аналогичная тенденция носит менее выраженный характер.

– влияние фактора 2 на размножающие свойства активной зоны превосходит накопленное на начало третьей топливной загрузки отклонение в выгорании ТВС 5-го сектора симметрии и величину расчетной асимметрии, связанной с асимметричной конфигурацией активной зоны.

## Влияние переходов по ПЭН на расчет тепловой мощности реактора и сведение теплового баланса РУ ВВЭР-1200

Михайлюкович И.С., Гуц Н.В.

Государственное предприятие «Белорусская АЭС», Островец, Беларусь

**Ключевые слова:** тепловой баланс, тепловая мощность РУ, переходы по ПЭН, РУ ВВЭР-1200

Одним из важнейших аспектов работы ВВЭР-1200 является поддержание стабильной и безопасной работы реакторной установки (РУ). Точное определение тепловой мощности реактора, несмотря на применяемые коэффициенты запаса, является критическим важным фактором его безопасной и эффективной работы, который непосредственно влияет на применимость выполненных обоснований безопасности и производство электроэнергии. Средневзвешенная тепловая мощность реактора, как наиболее точный способ определения тепловой мощности в системе внутрореакторного контроля (СВРК), включает в себя четыре проектных способа расчёта тепловой мощности реактора, один из которых – расчёт тепловой мощности по параметрам второго контура (по параметрам пара в парогенераторах (ПГ) и питательной воды на входе в ПГ).

Вместе с этим, регламентом систем важным для безопасности предусмотрено проведение регламентных работ, так или иначе связанных с воздействием на параметры и конфигурацию питательного тракта ПГ, а именно – регламентные работы по опробованию резервного насосного агрегата (далее – переходы по питательным электронасосам (ПЭН)).

Так как воздействие переходов по ПЭН на расчет тепловой мощности реактора остаётся малоизученным аспектом, в настоящей работе исследовались:

– влияние комбинаций работающих ПЭН на изменение показаний расходомеров питательной воды ПГ, используемых как для оперативного расчета тепловой мощности в СВРК, так и для ручного сведения теплового баланса;

– влияние краткосрочного переходного режима, реализуемого в ходе регламентного перехода по ПЭН, на расчет тепловой мощности в данном режиме.

По результатам исследования выявлена следующая закономерность: *различные сочетания работающих ПЭН, в частности, переход на их асимметричные комбинации (относительно расположения), приводят к увеличению разницы между различными способами определения расхода питательной воды на ПГ.*

Изначально первые признаки рассогласования между расходами питательной воды перед ПГ, перед ПВД, после ПЭН были выявлены на этапе ввода в эксплуатацию энергоблока № 1 Белорусской АЭС (в рамках подготовки к гарантийным испытаниям). В связи с этим в рамках эксплуатационного сведения теплового баланса РУ было продолжено наблюдение за величиной отклонения между расходами питательной воды перед ПГ, перед ПВД, после ПЭН.

В рамках проведённого анализа были обработаны состояния с различными комбинациями работающих ПЭН и рассчитаны отличия расходов питательной воды, определённых различными способами (таблица 1).

**Таблица 1 – Материальный баланс питательной воды**

№ откл. ПЭН	G пг, кг/с	G пвд, кг/с	G пэн, кг/с	<G>, кг/с
Энергоблок № 1				
1	1833,37 (+0,70%)	1801,57 (-1,05%)	1827,21 (+0,36%)	1804,03
2	1837,36 (+1,02%)	1806,59 (-0,67%)	1812,23 (-0,36%)	1806,97
3	1831,71 (+0,51%)	1822,22 (-0,01%)	1813,39 (-0,50%)	1814,26
4	1822,86 (+1,08%)	1795,04 (-0,46%)	1792,11 (-0,62%)	1805,11
5	1833,28 (+0,48%)	1813,67 (-0,60%)	1826,89 (+0,12%)	1805,41
Энергоблок № 2				
1	1837,83 (+0,71%)	1811,77 (-0,72%)	1825,20 (+0,01%)	1824,94
2	1839,26 (+0,75%)	1813,37 (-0,66%)	1823,84 (-0,09%)	1825,49
3	1841,29 (+0,61%)	1827,11 (-0,16%)	1821,97 (-0,45%)	1830,12
4	1839,46 (+0,63%)	1819,79 (-0,45%)	1824,57 (-0,18%)	1827,94
5	1838,55 (+0,65%)	1818,23 (-0,47%)	1823,40 (-0,18%)	1826,73

По результатам анализа и обработки состояний выявлено, что в зависимости от различного сочетания работающих ПЭН изменение рассогласования между различными способами определения расхода питательной воды на ПГ доходит до ~ 1,0 % (относительно среднего значения по всем 3-м способам расчета). При этом минимальное (~ 0,5%) расхождение расходов питательной воды на ПГ наблюдается только при симметричном сочетании работающих ПЭН. Переход на работу с асимметричными комбинациями приводит к увеличению расхождения до 1,0 %.

Предполагаемой причиной наблюдаемого эффекта является особенность взаимного расположения и соединения трубопроводов на участке питательного тракта от ПЭН до ПВД, в частности:

1. Асимметричная (относительно расположения ПЭН) «врезка» линий на ПВД (в общем коллекторе между 2-м и 3-м ПЭН).

2. Асимметричная (относительно расположения ПЭН) «врезка» линии на ГТ КГТН (между 4-м и 5-м ПЭН).

Так как все три способа определения расхода питательной воды используются для сведения теплового баланса РУ, важной задачей является оценка и минимизация влияния наблюдаемого эффекта и возникающих в его результате расхождений между расходами питательной воды перед ПГ, перед ПВД, после ПЭН.

Основываясь на сопоставлении в момент перехода по ПЭН: *величины ожидаемого изменения тепловой мощности реактора от изменения между расходами питательной воды перед ПВД и после ПЭН и фактического отсутствия данного ожидаемого изменения в тепловой мощности реактора, оперативно рассчитываемой в СВРК (N1к, N2к, N0пз, Накпн, Накз)*, можно констатировать, что наблюдаемые изменения между расходами питательной воды перед ПВД и после ПЭН при переходе с/на асимметричные комбинации – не отражают реальное изменение расхода питательной воды.

На основании всего вышеизложенного, в качестве основных выводов сформулировано следующее:

1. В условиях, когда выявленные расхождения не учитываются в методике теплового баланса, использующей НПВД и (или) НПЭН, в целях минимизации данного эффекта – предлагается сводить тепловой баланс на симметричной комбинации ПЭН. В качестве временных (компенсирующих) мероприятий предлагается добавить соответствующее требование по комбинации работающих ПЭН в раздел пусконаладочных программ, описывающий исходное состояние перед испытанием (проверкой).

2. Внести изменения в методики сведения теплового баланса (которыми предусматривается расчет НПВД и (или) НПЭН) в части учета и (или) введения соответствующих поправок для алгоритма обработки состояний с асимметричной комбинацией работающих ПЭН.

3. Продолжить исследование наблюдаемого эффекта в направлении расширения выборки данных с других проектов ВВЭР-1200.

## Литература

1. Методика проведения работ по определению теплового баланса РУ № 93/31М-22 от 12.08.2022.
2. Определение среднемассовой температуры в горячих нитках петель первого контура РУ ВВЭР-1000. Методика. РД ЭО АО «Концерн Росэнергоатом» МТ 1.2.1.15.002.1030-2015.
3. Александров А.А., Григорьев Б.А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара: Справочник. ГСССД Р-776-98. М.: Издательство МЭИ, 1999.

# Физический смысл уравнения обратных часов кинетики ядерного реактора и наглядная формула асимптотического периода разгона реактора

Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Апсэ В.А., Куликов Е.Г., Глебов В.Б.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** цепная реакция деления, точечная кинетика, нейтроны отражателя, свинец-208, замедление кинетики быстрого реактора

## Аннотация.

В настоящей статье предлагается физическая трактовка уравнения обратных часов кинетики ядерного реактора в простейшем точечном приближении. Напоминается об эффекте образования нейтронов с долгим временем жизни, которые возвращаются из особого отражателя в активную зону быстрого ядерного реактора. Выводится простая наглядная формула, раскрывающая физический смысл формирования асимптотического периода разгона реактора.

## Введение.

Известно [1], что окружение активной зоны быстрого реактора отражателем из тяжелого по атомному весу материала с пониженным радиационным поглощением нейтронов приводит к замедлению кинетики такого реактора. Это происходит благодаря глубокому проникновению нейтронов утечки из активной зоны в отражатель, их замедлению и сравнительно долгому возвращению в активную зону с последующим участием в цепной реакции деления (ЦРД). Согласно расчетам [1] для отражателя из изотопно-чистого свинца-208 при толщине 4 метра кинетика быстрого свинцового реактора БРЕСТ-ОД-300 замедляется примерно на 3 порядка. При этом зависимость относительной скорости роста мощности от величины введенной реактивности становится радикально спокойнее, примерно, как у теплового тяжеловодного реактора CANDU, который характеризуется временем жизни нейтронов около 1 мс, в то время как у БРЕСТ-ОД-300 эта величина составляет всего лишь примерно 0.5 мкс.

Время жизни нейтронов, возвращающихся из отражателя, простирается от времени жизни нейтронов активной зоны (около 0.5 мкс), которые не покидают её, и до самых короткоживущих запаздывающих нейтронов (около 0.3 с). Таким образом, нейтроны отражателя выступают в роли дополнительных запаздывающих нейтронов, причем, чем короче их время жизни, тем больший вклад в реактивность реактора они вносят. Математически эти нейтроны можно описать аналогично, как запаздывающие нейтроны. Тогда хорошо известное уравнение обратных часов (УОЧ) в рамках точечной кинетики [2] можно записать в следующем виде:

$$\rho = \frac{\Lambda_{A3}}{T} + \sum_{k=1}^N \frac{\Lambda_k \cdot \beta_k}{T + \Lambda_k} \quad (1)$$

в котором,  $\Lambda_{A3}$  – время жизни нейтронов, не покидающих активную зону,  $\beta_k$ ,  $\Lambda_k$  – реактивность и время жизни запаздывающих нейтронов и нейтронов отражателя,  $N$  - суммарное число групп запаздывающих нейтронов и отражателя. Второе слагаемое описывает вклад в ЦРД 6-ти групп запаздывающих нейтронов и (N-6)-групп нейтронов отражателя (N>6). УОЧ играет важную роль в физике ядерных реакторов. Оно используется для определения его корней ( $T_1, \dots, T_N$ ), величины асимптотического периода разгона реактора ( $T_{ac}$ ), которая соответствует величине введенной в реактор реактивности ( $\rho$ ). Но каков физический смысл УОЧ и его составляющих?

## Физическая трактовка уравнения обратных часов.

Слагаемые в правой части уравнения характеризуют снижение (уменьшение, нехватку, дефицит) доли вклада мгновенных, запаздывающих и нейтронов отражателя в реактивность. Слева в уравнении стоит реактивность ( $\rho$ ), которую нужно ввести, чтобы восполнить этот дефицит, связанный с задержкой вклада мгновенных, запаздывающих и нейтронов отражателя в ЦРД, и обеспечить разгон реактора с заданным асимптотическим периодом ( $T_{ac}$ ).

## Получение приближенного уравнения обратных часов.

УОЧ – это уравнение (6+K+1)-порядка относительно  $T$ , следовательно, у него нет аналитического решения удобного для физического анализа. Чтобы получить, пусть и приближенное, но аналитическое решение уравнения предлагается рассмотреть три случая. Первый

случай – это когда асимптотический период разгона реактора ( $T_{ac}$ ) значительно больше, чем некоторые группы запаздывающих нейтронов и нейтронов отражателя, тогда эти нейтроны успевают внести свой вклад в ЦРД. Второй случай – это обратный первому, когда асимптотический период разгона реактора ( $T_{ac}$ ) значительно меньше, чем некоторые группы запаздывающих нейтронов и нейтронов отражателя, тогда эти нейтроны не успевают внести свой вклад в ЦРД. И, наконец, третий случай, когда асимптотический период разгона реактора ( $T_{ac}$ ) близок ко времени жизни некоторой группы  $M$  запаздывающих нейтронов или нейтронов отражателя, тогда такие нейтроны полу успевают внести свой вклад в ЦРД. Для каждого из этих трех случаев легко получить простейшую модификацию УОЧ. Объединим все три случая в одном уравнении:

$$T_{ac} = \frac{\Lambda_{A3} + \sum_{k=M+1}^N \Lambda_k \cdot \beta_k}{\rho - \sum_{k=1}^{M-1} \beta_k - \beta_M/2} = \frac{\Lambda_{эфф}}{\rho_{эфф}} \neq \frac{\Lambda_{A3}}{\rho} \quad (2)$$

Из уравнения видно, что реактор разгоняется медленнее, чем с асимптотическим периодом, равным отношению времени жизни нейтронов, не покидавших активную зону ( $\Lambda_{A3}$ ), к введенной реактивности ( $\rho$ ). В числителе к  $\Lambda_{A3}$  прибавляются времена жизни нейтронов с учетом их вклада в реактивность, которые не успели внести свой вклад в ЦРД. А в знаменателе из  $\rho$  вычитается реактивности нейтронов, которые успели внести свой вклад в ЦРД. Таким образом, асимптотический период разгона реактора определяется отношением эффективного времени жизни нейтронов ( $\Lambda_{эфф}$ ) и эффективной введенной реактивностью ( $\rho_{эфф}$ ), в которых учитываются нейтроны как успевшие, так и не успевшие, а также полу успевшие внести свой вклад в ЦРД.

#### **Решение приближенного уравнение обратных часов.**

В уравнении (2) не определен номер группы нейтронов ( $M$ ), который характеризуется ближайшим временем жизни нейтронов к величине асимптотического периода ( $T_{ac}$ ), т.е. в уравнении (2) две неизвестных величины  $M$  и  $T_{ac}$ . Поэтому для нахождения асимптотического периода предлагается из уравнения (2) найти все значения  $T_{ac}$  при  $k=1, \dots, N$ . Приближенным значением  $T_{ac}$  будет то, которое максимально близко соответствует величине введенной реактивности ( $\rho$ ) из уравнения (1). Для более точной оценки  $T_{ac}$  требуются характеристики большего числа групп нейтронов.

#### **Результаты.**

1. Предложена физическая трактовка уравнения обратных часов. Слагаемые в правой части уравнения характеризуют величину дефицита вклада мгновенных, запаздывающих и нейтронов отражателя в реактивность. Слева в уравнении стоит реактивность, которую нужно ввести, чтобы восполнить этот дефицит, связанный с задержкой вклада мгновенных, запаздывающих и нейтронов отражателя в ЦРД, и обеспечить разгон реактора с заданным асимптотическим периодом.

2. Получена приближенная формула, которая удобна для физического анализа и быстрой оценки асимптотического периода разгона реактора.

3. Показано, что в полученной формуле кроме времени жизни нейтронов, не покидающих активную зону, и введенной реактивности учитываются также запаздывающие и нейтроны отражателя, которые как успевают, так и не успевают внести свой вклад в ЦРД.

#### **Заключение.**

Предложена физически ясная трактовка уравнения обратных часов и его слагаемых. Получена приближенная, но простая и удобная формула для физического анализа величины асимптотического периода разгона реактора и быстрой оценки этой величины.

#### **Литература**

1. Куликов Г.Г., Апсэ В.А., Куликов Е.Г., Шмелев А.Н. и др. **О ядерно-физическом «потенциале» радиогенного свинца. Материалы XV Семинара ВОЛГА-2008, с. 141-144, М.**
2. Наумов В.И. **Физические основы безопасности ядерных реакторов. Учебное пособие. М.: МИФИ, 2003, 156 с.**

## **Математическое моделирование динамики реакторов ВВЭР на основе комплекса КОРСАР/ГП: актуальные задачи, новые методы, программные решения**

**Увакин М.А., Николаев А.Л., Антипов М.В., Рябов Г.А., Махин И.В.,  
Быков М.А., Сотсков Е.В.**

*АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия*

*Ключевые слова: моделирование динамических процессов, обоснование безопасности, код КОРСАР/ГП, искусственный интеллект, производительные вычисления*

Материалы доклада охватывают комплекс работ, выполняемых в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» в области расчетного моделирования динамических режимов на проектах РУ ВВЭР большой мощности при помощи программного комплекса КОРСАР/ГП. Основными целями работ являются обоснование безопасности и создание средств и методов математического моделирования, отвечающих современному уровню развития науки и техники. Актуальность данной тематики обусловлена современными требованиями и стратегическими перспективами развития атомной энергетики в целом и РУ ВВЭР в частности.

В докладе рассматриваются актуальные задачи, новые методы их решения и вопросы развития современных информационных технологий. Материал доклада включает в себя следующие основные разделы:

- обзор основных задач, поставленных перед технологией ВВЭР на современном этапе развития, включая внедрение маневренных режимов, анализы неопределенностей, использование МОХ-топлива и «серых» поглотителей в органах регулирования;
- развитие расчетной схемы программного комплекса связанного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета КОРСАР/ГП за счет подключения модуля основных регуляторов;
- средства и методы для расчетного обоснования безопасности РУ ВВЭР с учетом маневренных режимов;
- результаты валидации комплекса КОРСАР/ГП по данным испытаний РУ ВВЭР большой мощности в маневренных режимах;
- внедрение современных информационных технологий, включая искусственный интеллект, для повышения производительности вычислений при решении задач расчетного обоснования безопасности;
- разработка и тестирование специализированных программ для ЭВМ, нацеленных на автоматизацию трудоемких процедур и многовариантных расчетов.

В докладе приводятся результаты валидации расчетных моделей, разработанных для решения задач обоснования маневренных режимов. Описываются проведенные испытания маневренных режимов, основные этапы валидации, а также специально разработанные подходы и методы для корректной оценки погрешности расчетов.

Дополнительно рассмотрен ряд вопросов, связанных с перспективами развития комплекса КОРСАР/ГП в части технологии расчетов. К таковым относятся повышение производительности вычислений, разрабатываемые методы модернизации параметрических библиотек мало групповых констант, а также применение машинного обучения для задач прогнозирования нелинейных динамических процессов.

## Секция 4. Тестовые задачи, коды, базы данных и комплексные расчеты ядерных реакторов

### Методика расчета многогрупповой функции ценности в программе MCU

Архангельский Д.М., Дайченкова Ю.С., Калугин М.А, Олейник Д.С., Шкаровский Д.А.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** функция ценности, метод Монте-Карло, MCU, функционалы кинетики

Важнейшую роль в анализе безопасности ядерно-энергетических установок играют параметры нейтронной кинетики – эффективная доля запаздывающих нейтронов  $\beta_{eff}$  и время генерации мгновенных нейтронов  $\Lambda$ . Расчет методом Монте-Карло данных функционалов сопряжен с известными трудностями, связанными с получением функции ценности и ее дальнейшим учетом в расчетах.

В настоящее время в программах семейства Монте-Карло реализованы различные методики вычисления функции ценности, например, Next Fission Probability (MCNP, [1]) и Iterated Fission Probability (SERPENT, [2]). Для программного комплекса MCU [3] ранее был разработан матричный метод [4], позволяющий получать только пространственное распределение ценности нейтронов в кусочно-постоянном виде.

В работе представлена реализованная в программе MCU методика расчета многогрупповой функции ценности.

Схема расчета функционалов с учетом ценности нейтронов состоит из двух этапов. На первом этапе проводится набор многогрупповой блочной матрицы делений  $T$ , элемент  $T(a,b,i,j)$  которой имеет смысл вероятности того, что нейтрон, рожденный в объекте  $j$  и энергетической группе  $b$ , вызовет деление в объекте  $i$ , в результате которого родится нейтрон в группе  $a$ . Элемент  $\psi^+(b,i)$  собственного вектора транспонированной матрицы  $T^T$  носит смысл ценности нейтронов, рожденных в объекте  $i$  и энергетической группе  $b$ .

На втором этапе осуществляется непосредственно расчет функционалов нейтронной кинетики –  $\beta_{eff}$  и  $\Lambda$  с учетом многогрупповой функции ценности.

Для валидации методики были проведены расчеты 6 критических экспериментов из сборника ICSBER [5]:

- сфера из метал. урана (94%  $^{235}\text{U}$ ) – HMF001,
- сфера из метал. плутония (95%  $^{239}\text{Pu}$ ) – PMF001,
- сфера из метал.  $^{233}\text{U}$  (98%  $^{233}\text{U}$ ) – U3MF001,
- сфера из метал. урана (93%  $^{235}\text{U}$ ) с отражателем из природного урана – HMF028,
- сфера из метал. плутония (94%  $^{239}\text{Pu}$ ) с отражателем из природного урана – PMF006,
- сфера из метал.  $^{233}\text{U}$  (98%  $^{233}\text{U}$ ) с отражателем из природного урана – U3MF006.

Значения  $\beta_{eff}$  и  $\Lambda$ , полученные при расчетах с одно- и 14-групповой функциями ценности демонстрируют несущественное (менее 1%) различие. Это обстоятельство можно объяснить, обратившись к одному из рассмотренных экспериментов – HMF001. В центральной зоне данной сборки 95% нейтронов рождаются в энергетическом диапазоне от 0,2 до 6,5 МэВ, в котором максимальное отклонение функции ценности от среднего по этому интервалу значения составляет 6%. Схожая картина наблюдается и для плотности генерации запаздывающих нейтронов. Следовательно, в первом приближении энергетическое распределение функции ценности в этих системах можно считать константой.

### Литература

1. Meulekamp, R.K., Van der Marck, S.C. **Calculating the effective delayed neutron fraction with Monte Carlo** // *Nucl. Sci. Eng.* 2006. V. 152. P. 142.
2. Leppänen J. et. al. **Calculation of effective point kinetics parameters in the Serpent 2 Monte Carlo code** // *Annals of Nuclear Energy.* 2014. V. 65. P. 272.
3. Kalugin M.A., Oleynik D.S., Shkarovsky D.A. **Overview of the MCU Monte Carlo Software Package** // *Annals of Nuclear Energy.* 2015. V. 82. P. 54.
4. Gurevich M.I., Kalugin M.A., Oleynik D.S., Shkarovsky D.A. **Estimation of some neutron**

- physics characteristics by Monte Carlo method using the importance function // Annals of Nuclear Energy. 2019. V. 130. P. 388.**
5. **Paxton H. Fast critical experiments // Progress Nucl. Energy. 1981. V. 7. P. 151.**

# Исследование методик учёта гетерогенности при подготовке констант на основе БНАБ-РФ для расчёта реакторов методом Монте-Карло по программе MNT-CUDA

Аряпов И.Р., Иванов И.Е.

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

*Ключевые слова: метод Монте-Карло, программа MNT-CUDA, БНАБ-РФ, CONSYST-RF, многогрупповой расчёт, нейтронные сечения*

В АО «ВНИИАЭС» ведутся работы по созданию нового универсального инженерного программного комплекса MNT-CUDA [1], предназначенного для расчетов НФХ реакторов различного типа методом Монте-Карло в сложных геометриях в многогрупповом приближении. Его ключевым преимуществом является уникальное быстродействие расчета за счет использования графических процессоров (1 млрд историй нейтронов за 5 минут на персональной ЭВМ). Однако использование многогруппового приближение сопряжено с проблемами подготовки групповых констант материалов [1][2].

Ранее в рамках НИОКР была проведена работа по подключению к ПК MNT-CUDA библиотеки констант БНАБ-РФ [3] с программой подготовки констант материалов CONSYST-RF. Применение библиотеки групповых констант БНАБ-РФ для расчётов гетерогенных систем с тепловым и промежуточным спектром требует применения поправок к сечению разбавления для учёта гетерогенности. В программе CONSYST-RF [4] реализована возможность введения в материал служебного изотопа — дельта-рассеивателя, количество которого и определяет поправку к сечению разбавления для всех изотопов и для всех групп, содержащих резонансы. Такой подход позволяет составить библиотеку сечений для использования в инженерных расчётах используя зависимость этого параметра от параметров ячейки реактора (плотность и температура замедлителя и теплоносителя, выгорание и температура топлива) опираясь на прецизионный расчёт или встроенные возможности CONSYST-RF (только для некоторых геометрий), но при таком подходе возникают ошибки воспроизведения резонансной структуры поглощения. Получаемые ошибки в детальном многогрупповом спектре могут значительно повлиять на некоторые результаты инженерных расчётов, например, расчётов изменения нуклидного состава материалов.

В данной работе предлагаются методики получения индивидуальных для каждой группы поправки с опорой на прецизионный расчёт в рамках ПК MNT-CUDA с новым быстродействующим модулем для работы с библиотекой БНАБ-РФ. Исследуется возможность уточнения результатов расчётов за счет использования индивидуальных поправок и рассматривается возможность создания табулированных зависимостей поправок от параметров ячейки.

## Литература

1. Грушин Н.А., Иванов И.Е., Бычков С.А. [и др.]. **Проблемы и перспективы инженерных малогрупповых расчётов реакторов типа РБМК-1000 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2022. № 1. С. 26.**
2. Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А. [и др.]. **Использование методов машинного обучения и нейронных сетей для аппроксимации библиотек констант в малогрупповой библиотеке нейтронно-физических констант для расчёта РБМК-1000 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2022. № 1. С. 40-51.**
3. Г. Н. Мантуров, М. Н. Николаев, В. Н. Кошечев. **Ядерные данные для расчетов быстрых реакторов - библиотека файлов РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. № 2. С. 5. DOI 10.55176/2414-1038-2021-2-5-24.**
4. Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля **Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. Препринт ФЭИ-2828. Обнинск. 2000.**

## Валидация программы КИР на основе экспериментальных данных для водо-водяных реакторов

Белоусов В.И., Дьячков И.И., Дудкин К.О., Иоаннисиан М.В., Писарев А.Н.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

*Ключевые слова: нейтронная кинетика, метод Монте-Карло, уравнения точечной кинетики, многозонное приближение, расчётное моделирование, водо-водяные реакторы, активная зона*

В докладе представлены результаты валидации программы КИР [1], предназначенной для моделирования нестационарных и стационарных процессов в ЯЭУ методом Монте-Карло. Валидация программы проведена на базе экспериментальных данных по нестационарным процессам для водо-водяных реакторов CROCUS, SPERT-III и ВВЭР-1200.

Реактор CROCUS [2] и представляет собой простую двухзонную критическую исследовательскую установку, работающую на урановом топливе и легководном замедлителе. В сборнике реакторных экспериментов для этого реактора представлены результаты выполненных в 1996-1997 гг. измерений периода разгона по мощности. Приведены подробные сценарии ввода реактивности для пяти вариантов, позволяющие смоделировать переходные процессы (нейтронную кинетику) и численно воспроизвести эксперимент.

Установка SPERT-III [3] является исследовательским реактором, созданным для анализа динамики ядерных реакторов, оценки безопасности и термомеханических напряжений конструкционных материалов. На основе экспериментов, проведённых в 1960 гг., был разработан бенчмарк, содержащий результаты экспериментальных измерений как стационарных, так и нестационарных процессов с вводом положительной реактивности (общий диапазон от 0.5\$ до 1.3\$). В последнее время данный бенчмарк вызывает значительный интерес ввиду возможности валидации программ сопряжённых расчётов нейтронной физики и теплогидравлики.

Для реактора ВВЭР-1200 разработана полномасштабная модель и смоделированы эксперименты с перемещением органов регулирования на МКУ. Рассмотрены переходные процессы с вводом положительной и отрицательной реактивности.

В расчётах программы КИР использовались библиотеки оценённых ядерных данных ENDF/B VII.1 [4] и РОСФОНД 10 [5]. Результаты расчёта были получены на основе адиабатического и многозонного (многоточечного) приближений, а также прямого моделирования методом Монте-Карло.

### Литература

1. Е.А. Гомин, В.Д. Давиденко, А.С. Зинченко, И.К. Харченко. **Моделирование кинетики ядерного реактора методом Монте-Карло** // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2016. №5. С. 4.
2. **International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhE)**. Электронный ресурс: [https://oecd-nea.org/jcms/pl\\_20279/international-handbook-of-evaluated-reactor-physics-benchmark-experiments-irphe](https://oecd-nea.org/jcms/pl_20279/international-handbook-of-evaluated-reactor-physics-benchmark-experiments-irphe) (дата обращения 25.10.2022).
3. Olson, A.P. **SPERT III E core: Facility Specification, Research Reactor Benchmarking Database: Facility Specification and Experimental Data**. IAEA, ISBN 978-92-0-151714-2, 2015.
4. M.V. Chadwick, M. Herman, P. Obložinský, M.E. Dunn et al. **ENDF/B VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data // Nuclear Data Sheets 112 (2011) 2887 2996**.
5. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кошечев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г. **РОСФОНД – российская национальная библиотека оценённых нейтронных данных** // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. 2007. №1-2. С. 3.

## Разработка единого конструктора моделей активной зоны в потвзльном представлении для системы программ COMPLEX

Колташев Д.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук,  
Москва, Россия

**Ключевые слова:** нейтронно-физические расчеты, активная зона, инженерные коды, прецизионные коды, методы Монте-Карло

Одним из ключевых требований, которому должны отвечать коды, разрабатываемые в рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» является их отчуждаемость. В данной связи не менее важной задачей, чем совершенствование используемых в кодах моделей и алгоритмов, становится развитие пользовательских интерфейсов и документации.

Значительная часть замечаний пользователей в части системы программ COMPLEX [1], сформулированных в рамках тестирования и применения кода для решения различных задач обоснования ядерной и радиационной безопасности, была посвящена пользовательским и связующим интерфейсам. Для обеспечения отчуждаемости кода необходимо повысить уровень автоматизации при формировании входных файлов и обеспечить удобные пользовательские интерфейсы для ввода необходимых данных. Исторически отдельные модули развивались независимо, в данной связи между ними могут возникать различные несогласованности в части формата входных/выходных данных. План развития системы программ COMPLEX включает этапы по разработке и развитию различных пользовательских интерфейсов, а также унификацию форматов входных файлов различных модулей кода. Текущий вариант блок-схемы пользовательской части кода COMPLEX в части задач ядерной безопасности представлен на рисунке 1.

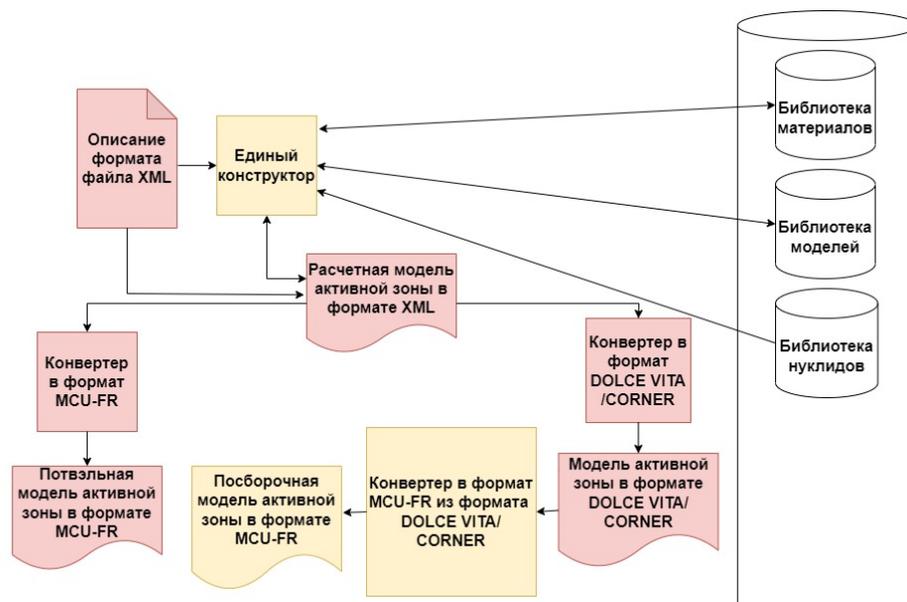


Рис.1. Текущий вариант блок-схемы пользовательской части кода COMPLEX в части задач ядерной безопасности

Выделенные красным цветом блоки реализованы в 2023 году. В рамках данных работ разработан формат файла для хранения описания модели активной зоны в потвзльном представлении – разработано описание формата и тестовый входной файл модели активной зоны реакторной установки со свинцовым теплоносителем. Разработаны прототипы конверторов из указанного формата в формат модулей MCU-FR (потвзльная модель) и DOLCE VITA/CORNER (покасетная модель). Блоки, выделенные желтым, запланированы на 2024 год. Блоки, выделенные белым, планируется завершить на последующих этапах работ. Реализация указанной схемы позволит обеспечить широкий набор пользовательских интерфейсов для решения задач ядерной безопасности реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем, а также предоставить

инструменты для исследования и развития в области создания цифровых двойников существующих и разрабатываемых реакторных установок.

Запись потвэльной модели в формат кода MCU-FR осуществляется с помощью стандартного формата входного файла с использованием геометрических тел (цилиндры, шестиугольные призмы и др.) и средств комбинаторной геометрии. Использование таких возможностей кода MCU-FR, как решетки и сетки, позволяет задавать регулярные повторяющиеся объекты, такие как твэлы, СУЗ, сборки. Для задания моделей кодов DOLCE VITA и CORNER, использующих не потвэльное, а усредненное по ячейкам расчетной модели (аксиальные ячейки сборок, вложенные сетки) задание, потребовалась реализация алгоритмов расчета нуклидного состава гомогенизированных смесей материалов. При гомогенизации учитывается объем пересечения отдельных конструктивных элементов активной зоны с рассматриваемой расчетной ячейкой и полученные объемы используются при усреднении нуклидных составов получаемых материальных смесей.

В качестве тестового расчета рассматривается расчет модели активной зоны реакторной установки со свинцовым теплоносителем. Потвэльная модель создается с использованием разработанного формата, далее осуществляется ее автоматический экспорт в форматы модулей MCU-FR и DOLCE VITA. При этом рассматриваются два расчетных варианта – модель с выведенными и введенными органами СУЗ (таблица 1).

**Таблица 1 – Результаты тестовых расчетов модели активной зоны реакторной установки со свинцовым теплоносителем**

Расчетный вариант	Рассчитываемая характеристика	DOLCE VITA	MCU-FR	Отклонение DOLCE VITA от MCU-FR, %
Все СУЗ выведены	$K_{эф}$	1,03689	1,02948	0,7
Все СУЗ введены	$K_{эф}$	0,96098	0,95716	0,4
	Эффективность СУЗ, $\Delta k/k$	0,076	0,072	5

Как видно из таблицы различие в значениях  $K_{эф}$  не превышает 0,7%. Различие в эффективности органов СУЗ составляет ~5%. В данной связи можно заключить, что экспорт данных из формата единого конструктора в форматы модулей MCU-FR и DOLCE VITA позволяет получить согласованные расчетные модели.

В рамках этапа работ 2024 года запланировано создание конвертера из единого унифицированного формата модулей DOLCE VITA/CORNER в формат модуля MCU-FR для создания модели (гомогенизированной по расчетным ячейкам модулей DOLCE VITA/CORNER), что позволит сократить время на подготовку исходных данных для кросс-верификации модулей DOLCE VITA – MCU-FR, CORNER – MCU-FR, а также автоматизировать передачу данных при оценке вторичной критичности для РУ со свинцовым теплоносителем в рамках расчетов по коду ЕВКЛИД/V2. Также на 2024 год запланирована интеграция в препроцессор кода COMPLEX единого конструктора для создания моделей активной зоны и разработка пользовательских интерфейсов для работы с ним.

Работа выполнена при финансовой поддержке Госкорпорации «Росатом» (в рамках Государственного контракта № Н.4о.241.19.21.1068).

### Литература

1. Белов А.А., Березнев В.П., Колташев Д.А., Потапов В.С., Шершов А.В., Чертовских О.И. **Нейтронно-физические коды для расчетов перспективных реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем // Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики. VI Международная научно-техническая конференция (14–17 ноября 2023 г., Москва) сб. докладов. [Электронный ресурс]: – Электронные текст. дан. (165 файлов в формате pdf: 236 Мб). М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2023 . 1 CD-R.**

## Расчёт полномасштабных сборок ZR-6 и БФС-49/1А по программе MNT-CUDA 3.0

Варфоломеева В.А., Иванов И.Е., Андрианова О.Н., Бычков С.А., Грушин Н.А.

Акционерное общество «Всероссийский Научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций, Москва, Россия

**Ключевые слова:** MNT-CUDA, метод Монте-Карло, графические процессоры, БФС, ZR-6

Новый универсальный инженерный программный комплекс (ПК) MNT-CUDA 3.0, разрабатываемый в рамках НИОКР в АО «ВНИИАЭС» по заказу АО «Концерн Росэнергоатом», позволяет проводить расчёты нейтронно-физических характеристик (НФХ) реакторов различного типа методом Монте-Карло в сложных геометриях в многогрупповом приближении. MNT-CUDA является программным комплексом, ориентированным на инженерные расчёты с повышенной точностью. Одна из важных особенностей ПК – возможность использования параллельных вычислений на графических процессорах, благодаря чему время расчётов значительно сокращается. В 2021 г. ПК MNT-CUDA 2.0 был аттестован [1] для расчётов РБМК-1000, разрабатываемый на его основе ПК MNT-CUDA 3.0, в свою очередь, предназначен для расчётов реакторов различных типов.

Получение групповых нейтронных сечений для расчёта на данный момент реализовано двумя способами: из результатов предварительных расчётов систем по программе MCU-6 [2] или с помощью программы CONSYST-RF [3], подключенной в виде модуля в программе MNT-CUDA, с библиотекой БНАБ-РФ [4].

Ранее для апробации программы рассматривались различные периодические решётки: ячейки водо-водяных реакторов типа ВВЭР [5] и ячейки различных конфигураций активных зон, собранных на Быстрых Физических Стендах (БФС) [6]. Некоторые результаты расчётов этих систем с использованием нейтронных сечений из программы MCU-6 приводятся в статье [7].

В данной работе приводятся результаты расчётов НФХ полномасштабных сборок ZR-6 [8, 9] и БФС-49/1А [10], сравнение с экспериментальными значениями. Активная зона ZR-6 состоит из топливных и нетопливных стержней, закреплённых между верхней и нижней опорными плитами, изготовленных из нержавеющей стали. Регулярное расположение стержней обеспечивается дистанционирующими решётками, отличающимися материалом (стальные, алюминиевые и плексигласовые) и местоположением. Шаг стержней в решётках варьируется от 11.0 мм до 19.05 мм, в том числе 12.7 мм, что соответствует решётке ВВЭР-1000. Активная зона сборки БФС-49/1А набрана из вертикальных стальных труб, заполненных топливными или нетопливными таблетками. Таблетки образуют повторяющиеся структуры, называемые ячейками. В предлагаемых экспериментах загрузка состоит из труб активной зоны, заполненных таблетками с обогащённым топливом различного состава, и труб отражателя, заполненного таблетками из обеднённого урана.

### Литература

1. «MNT-CUDA» (версия 2.0). Аттестационный паспорт программы для электронных вычислительных машин №524 от 13.11.2021.
2. Описание применения и инструкция пользователя компьютерного кода MCU-6. Москва, НИЦ «Курчатовский институт», инв. № 241-07/23-14, 2014.
3. CONSYST-RF. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ. – № 2016612865. 2016.
4. БНАБ-РФ. Свидетельство о государственной регистрации базы данных. – № 2016620461. 2016.
5. Pavlovichev A.M. et al. Core Benchmarks Description. General Order Report 85B-99398V: RRC “Kurchatov Institute”. Moscow, 2000
6. K-infinity Experiments for 238U in Fast Neutron Spectra: Measurements with Enriched Uranium or Plutonium Mixed with Depleted Uranium (BFS-35, BFS-33, BFS-38, BFS-31, and BFS-42 assemblies). NEA/NSC/DOC(95)03/VI. VI, MIX-MISC-FAST-001.
7. Варфоломеева В.А., Грушин Н.А., Иванов И.Е., Бычков С.А. Верификационные исследования программы MNT-CUDA на водо-водяных и быстрых системах // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2022. № 5.
8. The VVER Experiments: Regular and Perturbed Hexagonal Lattices of Low-Enriched UO<sub>2</sub> Fuel Rods in Light Water. NEA/NSC/DOC(95)03/IV. IV, LEU-COMP-THERM-015.

9. **The VVER Experiments: Regular and Perturbed Hexagonal Lattices of Low-Enriched UO<sub>2</sub> Fuel Rods in Light Water. Part 2. NEA/NSC/DOC(95)03/IV. IV, LEU-COMP-THERM-036.**
10. **BFS-49 Assemblies: Critical Experiments with Heterogeneous Compositions of Plutonium, Depleted-Uranium Dioxide, and Polyethylene. NEA/NSC/DOC(95)03/VI. VI, MIX-MISC-FAST-002.**

## Разработка тетраэдрального фантома для расчета дозовых нагрузок по программе MCU

Дайченкова Ю.С., Никулин М.Ю., Олейник Д.С., Сергеев Г.С., Шкаровский Д.А.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** компьютерное моделирование, метод Монте-Карло, MCU, тетраэдральный фантом, воксельный фантом, эквивалентная доза, эффективная доза, гамма-излучение, нейтронное излучение

Отечественная программа MCU позволяет проводить моделирование переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов методом Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных в системах с трехмерной геометрией практически любой сложности.

Целью настоящей работы является апробация методики расчетов эффективной и эквивалентных доз по программе MCU с использованием тетраэдральной модели тела человека (фантома). Для этого были промоделированы три численных эксперимента с различными сценариями облучения человека, разработанные Европейской группой по радиационной дозиметрии [1]. В первом и третьем бенчмарке моделировались точечный и поверхностный источники гамма-излучения, во втором – точечный источник нейтронов. Для каждого эксперимента рассчитывались эквивалентные дозы в органах мужского фантома, а также эффективная доза.

Используемый в работе фантом, геометрия которого описывается с помощью тетраэдральной (полигональной) сетки, был представлен Международной комиссией по радиационной защите (МКРЗ) в 2020 году [2]. Он представляет собой модернизированную версию референтной воксельной модели тела человека, ранее разработанной МКРЗ [3]. Новая модель обеспечивает более реалистичное представление небольших структур и тонких слоев тканей, размеры которых не позволяли сделать этого в воксельных фантомах, ввиду большего размера самих вокселей, например, хрусталиков и роговиц глаз, стенок желудка, желчного и мочевого пузыря, эпителия.

Полученные дозовые нагрузки сравнивались с результатами расчетов эквивалентных и эффективных доз, ранее выполненных авторами с использованием воксельных фантомов [4]. Проведенное сравнение показало хорошее согласие результатов. Отличие эквивалентных доз в большинстве органов не превышает 2,5 % для первого бенчмарка, 5 % для второго и 4 % для третьего. Исключения составляют ткани, претерпевшие сильные изменения при переходе от воксельной геометрии к тетраэдральной, отличие эквивалентных доз в них достигает 15%. В число таких органов входят кожа, легкие, лимфатические узлы, мышцы, слизистая оболочка рта и другие.

Таким образом, различия в эффективных дозах, полученных с помощью воксельного и более детализированного тетраэдрального фантома, не превышают 5 %. Одновременно с этим для достижения сопоставимых статистических погрешностей, требуемое время моделирования при использовании воксельного фантома в некоторых случаях оказывается вдвое меньше. Указанное различие во времени моделирования позволяет сделать вывод о том, что для экономии вычислительных ресурсов при расчетах эффективной дозы целесообразно использовать воксельные фантомы. Использование тетраэдральных моделей тела человека оправдано для расчетов эквивалентных доз в отдельных органах, например, при решении дозиметрических задач в областях радиационной и ядерной медицины.

### Литература

1. Rabus H., Gomez-Ros J.-M., Villagrasa C., and etc. **Quality assurance for the use of computational methods in dosimetry: activities of EURADOS Working Group 6 «Computational Dosimetry»** // *Journal of Radiological Protection*. 2021. V. 41(1).
2. **ICRP Publication 145. Adult mesh-type reference computational phantoms** // *Ann. ICRP* 49(3). 2020

3. **ICRP Publication 110. Adult Reference Computational Phantoms // Ann. ICRP 39(2). 2009.**
4. **Дайченкова Ю.С., Никулин М.Ю., Олейник Д.С., Сергеев Г.С., Расчет дозы облучения с использованием воксельных фантомов по программе MCU // ВАНТ: Серия ядерно-реакторные константы. 2023. №1. С. 65.**

## **Результаты решения методом Монте-Карло тестовых задач в области безопасности транспортирования контейнеров с облучённым ядерным топливом**

**Михеева В.М.**

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики», Саров, Россия*

***Ключевые слова:** численное моделирование, метод Монте-Карло, программный комплекс TDMCC, транспортно-упаковочный комплект, облучённое (отработавшее) ядерное топливо, реактор РБМК-1000*

Обеспечение безопасности транспортирования радиоактивных веществ, ядерных материалов и изделий на их основе имеет большое практическое значение в связи с потенциальным риском нанесения ущерба человеку и окружающей среде в процессе их перевозки, выполнения погрузочно-разгрузочных операций и промежуточного хранения. Наличие такого риска обусловлено возможностью аварии транспортного или погрузочного средства, воздействием, например, на упаковку с облучённым ядерным топливом (ОЯТ), механических, тепловых и других видов аварийных нагрузок, которые при превышении допустимых пределов могут привести к рассеянию радиоактивных веществ в окружающую среду.

В работе исследуется изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов при аварийных ситуациях, связанных с затоплением транспортно-упаковочного комплекта (ТУК) с ОЯТ реактора РБМК-1000. Численное моделирование проведено методом Монте-Карло в программном комплексе TDMCC [1].

В работе представлены физико-математические постановки расчетов ядерной безопасности ТУК с ОЯТ при нормальных и аварийных условиях эксплуатации. Для расчета критических параметров при нормальных условиях эксплуатации рассмотрены две расчетно-теоретические модели. В первом случае во внутренних полостях контейнера находится воздух, во втором случае внутренние полости ТУК заполнены пароводяной смесью малой плотности: моделируется «эффект недосушенных» облучённых ТВС. При моделировании аварийных ситуаций выполнены расчеты критических параметров при полном и частичном заполнении внутреннего объема контейнера водой или пароводяной смесью различной плотности [2].

По результатам расчётов выполнен анализ соответствия состояния облучённых ТВС установленным нормам ядерной безопасности [3].

### **Литература**

1. Свид-во о госрегистрации № 2010614412. РФ. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code) / Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др.; ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ».
2. Шелегов А.С., Лескин С.Т., Слободчук В.И. **Физические особенности и конструкции реактора РБМК-1000.** Москва: Изд-во НИЯУ МИФИ, 2011. 64 с.
3. ОСТ 95 10585-2003 «Отработавшие тепловыделяющие сборки энергетических реакторов. Сухое хранение ОТВС РБМК-1000 и ВВЭР-1000»

## Разработка бенчмарк-модели реакторной установки ШЕЛЬФ-М

Давыдов В.К., Кривошеин И.Н., Шульга А.М., Юферева В.А.

*Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея», Москва, Россия*

*Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, РУ ШЕЛЬФ-М, программный комплекс MCU-NR, бенчмарк-модель*

На сегодняшний день ведется активная разработка реакторной установки (РУ) малой мощности ШЕЛЬФ-М. ШЕЛЬФ-М является реактором на тепловых нейтронах. В качестве теплоносителя и замедлителя в РУ выступает вода, топливом является диоксид урана. Реакторная установка ШЕЛЬФ-М предназначена для работы в составе модульной атомной станции малой мощности, используемой для производства электрической и тепловой энергии в регионах с неразвитой сетевой инфраструктурой в качестве локального источника энергоснабжения.

Для проектных расчётов нейтронно-физических характеристик реакторной установки ШЕЛЬФ-М используется программный комплекс (ПК) MCU-NR с библиотекой констант MDBNR61. ПК MCU-NR предназначен для решения аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло неоднородных уравнений переноса нейтронов, фотонов и электронов. В банке данных MDBNR61 для подготовки нейтронных микросечений используются файлы ENDF/B-VII.1 оцененных нейтронных данных. В действующих в настоящее время федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии определено, что программные средства, используемые для обоснования безопасности реакторных установок должны быть аттестованы. В целях аттестации программного комплекса MCU-NR для нейтронно-физических расчетов реакторной установки ШЕЛЬФ-М, в связи с отсутствием прототипа реакторной установки, проводится кросс-верификация посредством сравнения с другими расчётными кодами. Для кросс-верификации разработана расчетная бенчмарк-модель, обладающая свойствами сходными с реальной реакторной установкой ШЕЛЬФ-М.

В бенчмарк-модели реакторной установки ШЕЛЬФ-М сделаны следующие упрощения:

- 1) упрощены конструкции твэлов, стержней выгорающих поглотителей, стержней компенсирующих групп, стержней аварийной защиты, а также пластинчатых вытеснителей;
- 2) все элементы защиты и конструкции реакторной установки расположенные над активной зоны и под ней гомогенизированы;
- 3) боковой экран ограничен пятью обечайками.

Для проведения кросс-верификации выбраны следующие параметры:

- 1) эффективный коэффициент размножения,
- 2) эффективность регулирующих органов,
- 3) составляющие температурного и мощностного коэффициентов реактивности,
- 4) эффект реактивности при выгорании топлива,
- 5) концентрации основных топливных изотопов,
- 6) концентрация Xe и Sm,
- 7) эффективная доля запаздывающих нейтронов,
- 8) распределение энерговыделения и плотности потока нейтронов.

Кросс-верификация программного комплекса MCU-NR проведена с программой MCNP с библиотекой констант MDBNR61.

## Оценка возможности образования взрывоопасной концентрации водорода в бассейне выдержки ОЯТ РБМК-1000 в ходе запроектной аварии с полным обесточиванием

Грязев А.С., Жулина Ю.К., Осипов А.М., Поляков В.В.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** водород, радиоллиз воды и пара, растворимость газов в воде, РБМК-1000, пароциркониевая реакция, бассейн выдержки отработавшего ядерного топлива, детонация

Исследование процессов образования водорода на объектах использования атомной энергии необходимо для обеспечения пожаро- и взрывобезопасности, так как накопление газообразного водорода может привести к взрыву, а, следовательно, и увеличить риск выхода активности сверх проектных значений. Для реакторной установки РБМК-1000 дополнительным источником водорода в ходе аварийной ситуации можно считать бассейн выдержки отработавшего ядерного топлива. По этой причине надводное пространство бассейна выдержки (БВ) должно постоянно вентилироваться. Авария на АЭС Фукусима-1 показала целесообразность углубленного рассмотрения вопросов водородной взрывобезопасности приреакторных БВ отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в запроектных авариях с полным обесточиванием.

В данной работе представлена оценка образования водорода в приреакторном БВ ОЯТ АЭС с реактором РБМК–1000 при запроектной аварии с полным обесточиванием.

В работе рассматривается сценарий аварии, при котором происходит отказ системы вентиляции надводного пространства БВ и отказ системы охлаждения БВ, вследствие чего происходит нагрев воды в БВ до температуры кипения и последующее снижение уровня воды. Учитывается выход водорода за счет снижения его растворимости [1] при нагреве воды в БВ ОЯТ в ходе аварии, его образование в результате радиоллиза воды [2] и водяного пара [3]. Рассматривается образование водорода в результате пароциркониевой реакции [4] при оголении и нагреве оболочек твэлов отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС). При расчетах учитывалась утечка смеси газов из БВ в центральный зал (ЦЗ).

Расчеты проводились с учетом полной (аварийной) загрузки БВ, при общей мощности всех ОТВС 1000 кВт. В ходе анализа консервативно считалось, что в начальный момент времени в надводном пространстве БВ отсутствует водяной пар.

Аварийный процесс условно разделен на 3 стадии:

- На первой стадии аварии (первые 3 суток) до начала кипения воды водород образуется за счет радиоллиза и выделяется из воды из-за повышения температуры. Из-за роста температуры газа надводного пространства и образования водорода газы из надводного пространства утекают в ЦЗ.
- На второй стадии аварии (до ~27 суток) начинается выкипание воды БВ. Образующийся водяной пар довольно скоро заполняет собой все надводное пространство, вытесняя при этом из БВ в ЦЗ азот, кислород и водород, образующийся в результате радиоллиза воды и водяного пара.
- К началу третьего этапа аварии наступает полное обезвоживание БВ. Ускоренный рост температуры оболочек твэлов начинается, когда жидкой воды практически не остаётся. Водород начинает активно генерироваться за счет пароциркониевой реакции. Водяной пар вступает в реакцию с цирконием оболочек твэлов, и постепенно количество пара снижается до нуля. Когда пара в БВ не остается, пароциркониевая реакция прекращается, и водород не генерируется.

Проведена количественная оценка суммарного выхода водорода из воды одного БВ ОЯТ при запроектной аварии с полным обесточиванием АЭС и возможные последствия такого выхода. Всего образовалось водорода за расчётный период (~33 суток) – 38,2 кг:

- за счет пароциркониевой реакции – 24,4 кг,
- за счет радиоллиза воды – 12,7 кг,
- выделилось из воды растворенного водорода – 1,0 кг.
- за счет радиоллиза водяного пара – 0,10 кг.

В результате расчётов получены зависимости масс и концентраций каждого компонента газа, находящегося в надводном пространстве БВ, от времени в процессе аварии. Представленные оценки показали, что наиболее опасным с точки зрения водородной взрывобезопасности является первая стадия, в процессе которой могут образовываться такие концентрации водорода в смеси с воздухом,

при которых возможны горение и детонация водорода. На второй стадии почти всё время надводное пространство БВ будет заполнено парами воды, поэтому взрывоопасных концентраций не образуется. Во время третьей стадии аварии в объёме БВ будет отсутствовать воздух, в том числе и кислород. В связи с этим водороду не с чем образовывать опасные концентрации для горения или детонации.

В работе так же показано, что при реализации запланированных противоаварийных действий – открытие крышек щелевого перекрытия БВ – концентрация водорода не превысит 0,9 % (при условии, что весь водород распределяется равномерно по всему надводному пространству БВ и центральному залу энергоблока в консервативном приближении – без паров воды). Рассчитанное значение концентрации водорода значительно ниже нижнего концентрационного предела распространения пламени (4 %). Такое противоаварийное мероприятие является эффективным способом исключения детонации и горения водорода в ходе рассматриваемой аварии.

### Литература

1. Dean J.A. **Lange's handbook of chemistry**. McGraw-Hill, Inc., 1999.
2. Кабакчи С.А., Пикаев А.К. **Методы расчета газовыделения и оценки взрывоопасности радиационно-химических аппаратов с водяным теплоносителем или биологической защитой**. М.: Энергоиздат, 1981, 51 с.
3. Кабакчи С.А., Будаев М.А., Ковалевич О.М. **Образование водорода в термо-радиационных процессах при гипотетических авариях с потерей теплоносителя на АЭС с реактором ВВЭР**. Журнал «Химия высоких энергий». 1988. Т. 22. № 4. С. 295.
4. M. Steinbrück, J. Birchley, A.V. Goryachev at al. **Status of studies on high-temperature oxidation and quench behaviour of Zircaloy-4 and E110 cladding alloys // The 3rd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2008)**. Nesseber, Vigo Hotel, Bulgaria, 23-25 September 2008.

## **Верификация расчётных подходов к моделированию стохастических шаровых засыпок реактора типа RBMR на критическом стенде АСТРА**

**Н. О. Кушнир, А.В. Гроль, В.А. Невиница, Я.А. Котов**

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

*Ключевые слова: верификация, критстенд АСТРА, бенчмарк, эффективность СУЗ, ВТГР, шаровая засыпка, неравномерность энерговыделения*

С 1960-х годов по настоящее время в мире ведётся экспериментальная работа по изучению реакторов типа ВТГР с большим температурным уровнем теплоносителя и безопасностью по сравнению с традиционными реакторами. Одна из концепций данного типа реакторов предполагает набор активной зоны из шаровых элементов, и поэтому такие реакторы имеют ряд особенностей, необходимых для изучения.

В настоящее время в мире интенсивно ведутся проектные разработки модульных высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР), способных сделать вклад в решение проблемы производства электроэнергии и высокотемпературного тепла, расширить область применения ядерных технологий в промышленности, а также минимизировать вред, наносимый сжиганием углеводородов. Отличительные особенности данного типа реакторов (двойная гетерогенность топлива, высокие неравномерности энерговыделения, высокие температуры материалов активной зоны) делают актуальной задачу верификации нейтронно-физических кодов, используемых при проектировании ВТГР.

В НИЦ «Курчатовский институт» находится критический стенд АСТРА, созданный для изучения особенностей нейтронной физики реакторов ВТГР с шаровой засыпкой. В 2000-х годах на критстенде «Астра» проводились эксперименты по моделированию реактора типа RBMR, часть из которых (по измерению критических параметров, распределений скоростей реакций и измерению эффективности органов СУЗ) описана как бенчмарк МАГАТЭ [1], а некоторые из них, выполненные на тех же сборках носят уникальный характер, нигде не описаны и до сих пор не были проанализированы. Это эксперименты по измерению температуры нейтронного газа. Обработка и анализ данных экспериментов позволит сделать выводы о корректности моделей термализации нейтронов в расчетных кодах, используемых при расчетном обосновании реакторов типа ВТГР.

В ходе работ был рассчитан ряд конфигураций. В настоящей работе приводятся результаты расчета первой из серииборок, моделирующих реактор типа RBMR на стенде АСТРА [2-3].

По результатам выполнен расчёт критических параметров (эффективного коэффициента размножения и эффективности органов СУЗ), а также распределений скоростей реакций деления урана-235.

Для последующего перехода к анализу экспериментов по температуре нейтронного газа, планируется моделирование экспериментов на других сборках стенда АСТРА и их конфигурациях.

### **Литература**

1. IAEA-TECDOC-1694 Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance. Vienna: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2013.
2. Кушнир Н.О., Гроль А.В., Невиница В.А. Моделирование стохастических шаровых засыпок реакторов типа ВТГР // **Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики: Сб. тезисов докладов научно-техн. конф. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2024.**
3. Ponomarev-Stepnoi N.N. et al. Experiments on HTR criticality parameters at the ASTRA facility of the Kurchatov Institute // **Nuclear Engineering and Design. 2003. V. 222 (2).**

## Оценка влияния обновления версий библиотек на результаты расчетов дозовых нагрузок на население в расчетном коде ВЫБРОС-БН-С18

Шпилько М.А., Перегудова О.О., Мухамадеев Р.И.

Акционерное общество «Государственный Научный Центр РФ – Физико-энергетический институт», Обнинск, Россия

**Ключевые слова:** библиотека, быстрый реактор, выброс, газообразные продукты деления, двухкомпонентная ядерная энергетическая система, дозы облучения, население, обновление

Основным требованием, которое предъявляется к реакторам в условиях нормальной эксплуатации и проектных аварий, является недопустимость их воздействия на окружающую среду и население свыше установленных пределов. Для этого на стадии проектирования, а также в ходе эксплуатации проводятся расчётные обоснования безопасности реакторных установок. Для уточнения расчетов необходимо обновлять библиотеки, которые лежат в основе расчетных кодов.

Целью работы является оценка влияния обновления версий библиотек в части постоянной распада, выхода энергии  $\beta$ -излучения, 25-ти группового выхода энергии  $\gamma$ -излучения радионуклида на результаты расчетов дозовых нагрузок на население в расчетном коде – ВЫБРОС-БН-С18 (ВЫБРОС-БН) [1].

Ранее за основу источника данных для формирования библиотек кода ВЫБРОС-БН использовалась российская система констант БНАБ-93 [2]. Для обновленной версии библиотек ВЫБРОС-БН взята также российская система констант БНАБ-РФ [3].

При актуализации библиотек в соответствии с системой констант БНАБ-РФ в части выходов гамма-излучения (E<sub>PSI</sub>, МэВ/распад) для большинства радионуклидов при распределении линий гамма-излучения по 25-ти группам, были добавлены 18-25 группы. Группировка линий производилась в соответствии с формулой:

$$GY_{\gamma} = \frac{\sum_i E_i \cdot Y_i}{E_{\gamma}} \quad (1)$$

Постоянная распада вычислялась по формуле:

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} \quad (2)$$

Также для некоторых радионуклидов данные ранее отсутствовали и были приведены для радионуклидов (РН), находящихся с ними в равновесии. В новую библиотеку были добавлены данные для этих РН. Выходы энергий  $\beta$ -излучения (E<sub>B</sub>, МэВ/распад) и периоды полураспада, которые использовались для расчета постоянной распада ( $\lambda$ , с<sup>-1</sup>) по формуле (2) были взяты непосредственно из системы констант БНАБ-РФ.

Расчеты проводились по двум алгоритмам. Алгоритм 1 производит расчет эффективных доз облучения по органам фантома, в то время как Алгоритм 2 рассчитывает Ambientные эквиваленты доз (в шаре из тканеэквивалентного материала радиусом 30 см и на глубине 10 мм от поверхности).

При проведении расчетов на старых версиях библиотек расчетного кода ВЫБРОС-БН отличие в полученных результатах предварительно оказалось на уровне ~2%. В работе будет приведено более подробное описание получившихся результатов.

### Литература

1. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «ВЫБРОС-БН». – Рег. № 525 от 13.10.2021. – ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2021.
2. Свидетельство о государственной регистрации базы данных «БНАБ-93». – Рег.№2014620091 от 15.01.2014. – ФИПС, 2014.
3. Свидетельство о государственной регистрации базы данных «БНАБ-РФ». – Рег.№2016620461 от 12.04.2016. – ФИПС, 2016.

## **Верификация ПК FАСТ-BR с усовершенствованным модулем выгорания для расчетов СНУП-топлива**

**Баловнев А.В., Давыдов В.К., Жирнов А.П., Моисеев А.В., Солдатов Е.О., Фёдоров И.А.**

*Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** верификация, свинцовый теплоноситель, реактор на быстрых нейтронах, БР-1200, нейтронно-физические характеристики, СНУП топлива

Целью работы является верификация программного комплекса FАСТ-BR с усовершенствованным модулем выгорания. В качестве усовершенствованного модуля выгорания выбран модуль BURNUP-M. Усовершенствованный модуль выгорания предназначен для расширения функциональных возможностей диффузионного программного комплекса FАСТ-BR в части оценки изменения нуклидного состава поглотителя РО СУЗ, активности и остаточного энерговыделения ТВС.

Верификация усовершенствованного модуля выгорания проведена на задачах расчета выгорания топлива. Расчеты проведены с использованием моделей реактора БР-1200, бенчмарк-эксперимента КЭТВС-1.

По результатам проведенного тестирования программы для расчетов выгорания систем с быстрым спектром нейтронов оценены относительные отклонения расчетных концентраций делящихся нуклидов в процессе выгорания от расчетных концентраций, полученных по MCU-BR. Они составляют менее 5 % для основных нуклидов.

Анализ расчетов выгорания поглотителей показывает, что отклонение в концентрации  $^{10}\text{B}$  не превышает 1 % от ПК MCU-BR.

В части выгорания поглотителей на основе титаната диспрозия наблюдаются отклонения относительной концентрации, не превышающие 11 %.

Проведена оценка остаточного энерговыделения и активности ТВС с учетом выдержки ОТВС в ВРХ. Результаты расчетов изменения остаточного энерговыделения и активности ТВС находятся в хорошем согласии с результатами расчетов по ПК MCU-BR.

# Модификация программы CHARМ для моделирования переноса $\gamma$ -излучения с анизотропным источником рассеяния

Базулин И.А.<sup>1,2</sup>, Федотов А.С.<sup>2</sup>, Мязин А.С.<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

<sup>2</sup> Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

**Ключевые слова:** перенос излучения, программы для ЭВМ, радиационная безопасность

С развитием отраслей промышленности, медицины и науки, где широко используются радиоактивные материалы и источники ионизирующего излучения, возрастает необходимость в эффективных инструментах для оценки и управления рисками, связанными с радиационным облучением. Гамма-излучение является одним из наиболее проникающих видов ионизирующего излучения, которое требует особых мер защиты. Точное моделирование переноса  $\gamma$ -излучения позволяет произвести оптимизацию конструкции защитных барьеров и снизить риски для здоровья человека и окружающей среды. В случае радиационных аварий точное моделирование переноса  $\gamma$ -излучения позволяет выработать эффективные меры защиты населения и окружающей среды. Разработка специализированных программ для моделирования переноса  $\gamma$ -излучения позволяет ускорить и повысить точность оценки дозовых нагрузок на персонал, население и окружающую среду. Таким образом, разработка программы для моделирования переноса  $\gamma$ -излучения имеет высокую актуальность для обеспечения радиационной защиты в различных областях деятельности человека.

Бурное развитие вычислительной техники приводит к повышению требований к точности моделирования, и способствуют переходу к использованию высокоточных методов решения уравнения переноса излучения. Значительно возросшие мощности современной вычислительной техники и разработанные методы параллельных вычислений сделали возможным переход к моделям с высокой детализацией расчетной области, которые максимально приближены к реальному описанию геометрии. Все это необходимо учитывать при разработке программы для ЭВМ, чтобы получить точную и быстродействующую программу, которая соответствует современным стандартам.

В ходе данной работы была модифицирована трёхмерная программа для ЭВМ «CHARM». Был разработан блок моделирования переноса  $\gamma$ -излучения в произвольных трехмерных геометриях с учетом анизотропии источника рассеяния. Для полноценного использования современных вычислительных мощностей алгоритмы были распараллелены с использованием таких технологий, как *OpenMP*, *CUDA* и *MPI*, что позволяет использовать расчетный код, как на персональных компьютерах, так и на вычислительных кластерах.

В целях верификации проведена серия компьютерных симуляций. В качестве первого теста проводился расчет прохождения  $\gamma$ -квантов через сталь. Результаты моделирования сравнивались с измерениями [1]. В данной серии расчетов для перевода плотности потока фотонов в мощность эквивалентной дозы использовались коэффициенты качества  $\gamma$ -излучения согласно американскому стандарту ANSI/ANS-6.1.1-1977 [2]. В качестве второго теста рассматривалась серия экспериментов Pacific Northwest Laboratory по измерению дозовых нагрузок на боковой, верхней и нижней поверхностях транспортного контейнера MC-10, которые используются для хранения и транспортировки ОТВС PWR. При моделировании использовалась бенчмарк-модель, разработанная в [3] на основе описания эксперимента из [4]. Во всех рассматриваемых тестах было получено хорошее совпадение с реперными значениями.

В дальнейшем планируется модифицировать блок моделирования переноса  $\gamma$ -излучения для решения  $(n, \gamma)$  задач.

## Литература

1. K.Ueki and A.Ohashi “Neutron Shielding Ability of KRAFTON N2 – Mannan – KRAFTON N2 Sandwich-Type Material and Others.” *Proceedings of New Horizons in Radiation Protection and Shielding Topical Meeting*. April 26 – May 1, 1992. Pasco, WA (1992).

2. **ANS-6.1.1 Working Group, M. E. Battat (Chairman), American National Standard Neutron and Gamma-Ray Flux-to-Dose Rate Factors, ANSI/ANS-6.1.1-1977 (N666), American Nuclear Society, LaGrange Park, Illinois (1977).**
3. **B.L. Broadhead, J.S. Tang, R.L. Childs, C.V. Parks, H. Taniuchi. Evaluation of Shielding Analysis Methods in Spent-Fuel Cask Environments. Nuclear Technology. 1997. V. 117. P. 206.**
4. **The MC-10 PWR Spent-Fuel Storage Cask: Testing and Analysis. EPRI NP-5268, PNL-6139. Interim Report, 1987**

## Программный пакет для анализа чувствительности и неопределённости

Рыжков А.А., Тихомиров Г.В., Терновых М.Ю.

Национальный исследовательский университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** чувствительность, неопределённость, ядерные данные, ковариационные данные, процессинг, NJOY, Serpent

Анализ чувствительности и неопределённости требует работы с ковариационными данными, которые не распространяются аналогично непрерывным сечениям в ACE формате, заранее подготовленными из ENDF-6 файлов за исключением некоторым программных средств, например, SCALE [1]. Это в свою очередь требует их подготовки на основе исходных ENDF-6 файлов, в состав которых входят файлы с ковариационными данными — перевода поточечных ковариаций в групповой формат.

Для решения данной задачи было реализовано программное средство с использованием Python API для взаимодействия с ковариационными данными и их преобразования в необходимый формат. Подготовка ковариационных данных проводится с помощью процессингового кода NJOY [2] согласно заданным параметрам, соответствующим параметрам NJOY, как правило, ограничиваемым числом групп.

Помимо работы со стандартными ковариационными данными сечений и среднего числа нейтронов деления, включённых в файлах MF33 и MF31 ENDF-6 файлов соответственно, была реализована подготовка ковариационных данных для среднего угла рассеяния нейтронов (MF34) и спектра деления (MF35). Полная схема, используемая для подготовки ковариационных данных с помощью NJOY, представлена на рисунке 1. При этом независимый процессинг каждого ENDF-6 файла не требует значимых усилий для параллелизации подготовки ковариационных данных, значительно снижая время их подготовки.

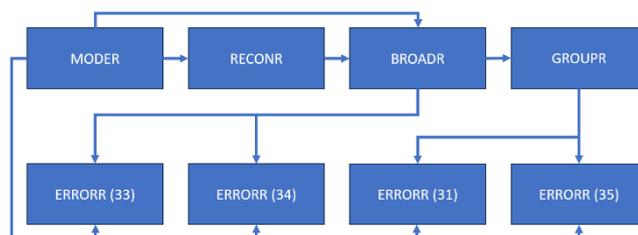


Рис.1. Схема подготовки ковариационных данных в NJOY

В результате реализовано программное средство, которое позволяет проводить автоматизированную подготовку ковариационных матриц с учётом особенностей всех современных библиотек, включающих БРОНД-3.1 (Россия, 2016), JEFF-3.3 (Европа, 2017), ENDF/B-VIII.0 (США, 2018), JENDL-5 (Япония, 2021), TENDL-2021 (TALYS, 2021), а также тестовой версии новой европейской библиотеки JEFF-4T2.2 (Европа, 2023). На основе полученных ковариационных данных был автоматизирован процесс работы с результатами расчётов Serpent [3] для проведения анализа чувствительности и неопределённости, аналогичный модулю SAMS и другим модулям программного пакета SCALE.

### Литература

1. SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, US. Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834. / W.A. Wieselquist [et al.]. 2020.
2. MacFarlane, R., Muir, D.W., Boicourt, R.M., Kahler, A.C., Conlin, J.L. The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016. Los Alamos National Laboratory, 2016.
3. Leppänen, J., Pusa, M., Viitanen, T., Valtavirta, V., Kalliaisena, T. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Annals of Nuclear Energy. 2015. V. 82. P. 142. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>

## Подходы к валидации проектных кодов для расчета инновационных быстрых реакторов

Жирнов А.П., Юферева В.А.

*Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** анализ подобия активных зон, коэффициенты чувствительности, параметр информативности, верификация, валидация, БРЕСТ-ОД-300, БР-1200, БФС

Согласно Федеральному закону «Об использовании атомной энергии», выдача лицензии на право ведения работ в области использования атомной энергии осуществляется по результатам экспертизы обоснования безопасности, а программные средства, используемые для обоснования безопасности реакторных установок должны быть аттестованы.

Подходы к аттестации и верификации программных средств, предназначенных для анализа безопасности ядерных энергетических установок (ЯЭУ), во всем мире начали формироваться в 90-е годы прошлого столетия. Большинство существующих реакторных установок (ВВЭР, РБМК, БН, CANDU, PWR, BWR) к тому моменту уже были введены в эксплуатацию или имели действующие прототипы. При их проектировании не предъявлялось требований к расчетным кодам, да и сами расчетные коды появились во многих случаях уже после начала эксплуатации ЯЭУ.

В 2023 году утвержден новый Порядок проведения экспертизы программ для ЭВМ, используемых в целях построения расчетных моделей процессов, влияющих на безопасность объектов использования атомной энергии и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии. Среди прочего изменения порядка включают в себя:

- требование к представлению результатов оценки влияния отличий экспериментальной установки от проектируемого реактора на погрешность расчетов, обеспечиваемую при использовании программы для ЭВМ.

- требование к представлению результатов оценки погрешности расчетов, обусловленной неопределенностью ядерных данных, используемых в программе для ЭВМ.

Основные трудности, возникающие при верификации расчетных кодов для проектируемых инновационных ядерных установок:

- высокие требования к точности расчета,
- отсутствие прототипа реактора,
- отсутствие экспериментальных данных,
- отсутствие утвержденной методики переноса расчетных погрешностей с экспериментальной установки на проектируемый реактор,
- отсутствие аттестованных программ для проведения кросс-верификации,
- отсутствие единого подхода к учету константной погрешности и методики ее определения,
- необходимость использования проблемно-ориентированных библиотек ядерных данных и необходимость обоснования их выбора.

Изложен опыт верификации проектных кодов РУ БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 в условиях заявленных требований и ограничений, рассматриваются возникающие проблемы и возможные пути их решения. Перечислены экспериментальные возможности критического стенда БФС с точки зрения получения результатов для верификации программ для ЭВМ. Описаны методы расчета константной погрешности и коэффициентов подобия (параметров информативности), основанные на определении коэффициентов чувствительности. Предложены дополнительные методы обоснования применимости экспериментов (на примере экспериментов по облучению топлива) для верификации проектных кодов.

## Верификационные расчеты тестовой модели ИТЭР по коду ODETTA-F

Березнев В.П., Игнатъев И.А.

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, Москва, Россия*

**Ключевые слова:** *дивертор, ИТЭР, метод конечных элементов, многогрупповое  $S_nP_m$ -приближение, плазма, скорость набора повреждающей дозы, скорость образования гелия, ODETTA-F*

Для обоснования радиационной безопасности установок управляемого термоядерного синтеза (УТС) необходимо проведение расчетных оценок нейтронно-физических характеристик и дозовых нагрузок. Программы, используемые для данных расчетов, должны быть валидированы и верифицированы. В настоящее время в России нет аттестованных кодов для проведения подобных расчетов применительно к установкам УТС.

Расчетный код ODETTA-F [1] разрабатывается в ИБРАЭ РАН для расчета переноса нейтронного и фотонного излучений в защитных композициях термоядерных установок и гибридных систем. Код основан на многогрупповом  $S_nP_m$ -приближении с использованием метода конечных элементов на неструктурированных тетраэдральных сетках.

Тестовая модель ИТЭР подготовлена на основе данных из работы [2], в которой приведены результаты расчетного исследования использования различных материалов (бериллий, графит, вольфрам) в диверторе в зависимости от топливного цикла реактора (D-T или D-D плазма). Создание САД-модели и построение расчетной сетки выполнено в открытой системе Salome [3]. Групповые макроскопические константы были подготовлены с помощью кода CONSYST-RF [4] с библиотекой оцененных ядерных данных БНАБ-РФ.

Мощность установки принималась равной 1500 МВт. В данной работе представлены результаты расчета по коду ODETTA-F тестовой модели ИТЭР, представляющей собой 15° сектор установки с условиями зеркального отражения на соответствующих гранях. Результаты расчета показали хорошее согласие с данными полученными при расчете по коду MCNP представленными в работе [2].

### Литература

1. Bereznev V.P., Belousov V.I., Grushin N.A. et al. **New neutronic calculation codes based on discrete ordinates method using methods of finite differences and finite elements // Proc. of the Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR17). Paper CN-195, – Ekaterinburg, 2017.**
2. Hautanen K.E. **Performance of Armor Materials for the ITER Divertor // Massachusetts Institute of Technology – December, 1995.**
3. Ribes A., Caremoli C. **Salomé platform component model for numerical simulation // 31st Annual International Computer Software and Applications Conference (COMPSAC 2007), – Beijing, 2007.**
4. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. **Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. Препринт ФЭИ-2828, Обнинск 2000. 50 с.**

# Учебная база данных теплофизических свойств теплоносителей атомной энергетики

Захаров М.Ю., Чубаров М.А., Тихомиров Г.В.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** база данных, теплофизические свойства, CFD, ПП «Логос», неопределенности, свинец, висмут, жидкие металлы

С развитием компьютерных технологий все чаще в процессы обоснования безопасности внедряется использование программ вычислительной гидродинамики. Однако, по сравнению с системными теплогидравлическими кодами есть ряд факторов, которые ограничивают их использование.

Одним из таких можно назвать наличие большого числа источников неопределенностей. К ним относятся [1]:

- начальные и граничные условия (НУ и ГУ);
- заложенные модели;
- упрощение геометрии и ограничение исследуемой области (может быть вызвано постановкой ГУ и НУ);
- хаотичная природа турбулентных течений (невозможность экстраполяции полученных результатов)
- немоделируемые физические процессы или их формы (например, ударные волны);
- теплофизические свойства материалов;
- различные численные ошибки (ошибки дискретизации в пространстве и времени, приближенное решение систем алгебраических уравнений, ошибки сходимости итераций, ошибки в округлении и т.д.).

Если рассматривать в качестве источника неопределенностей теплофизические свойства и более подробно рассмотрев систему уравнений Навье-Стокса, то можно определить следующие основные свойства: теплопроводность, вязкость (динамическая или кинематическая), плотность и теплоемкость. Так, например, данные по теплопроводности свинца, взятые из различных открытых источников, показывают, что диапазон полученных результатов разными авторами, намного выше неопределенности измерений (рис.1).

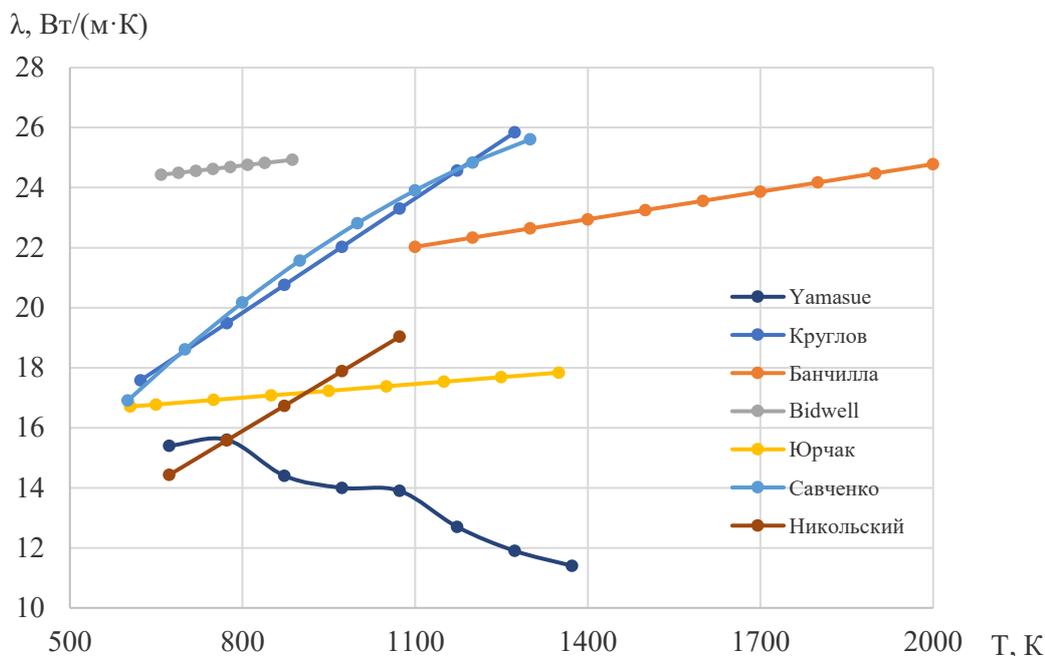


Рис.1. Теплопроводность свинца [2-8]

В условиях, когда значения теплофизических свойств в различных источниках для одной температурной точки могут отличаться в 1,5-2 раза, необходимо подготовить студентов к

систематическому отбору свойств и их источников перед началом моделирования. Для этого была начата разработка программы базы данных теплофизических свойств теплоносителей атомной энергетики, в которую, на данный момент, вошли все свойства жидкометаллических теплоносителей, которые могут быть использованы в оборудовании реакторных установок (натрий, свинец, эвтектика свинец-висмут, натрий, эвтектика натрий-калий). Данные взяты из источников с открытым доступом по исследованию теплофизических свойств конкретного материала (пример [2-8]).

Основной упор делается на наглядное представление данных теплофизических свойств с возможностью их сравнения, предоставление аппроксимирующих функций, допустимого диапазона использования и прямые ссылки на источники. Дополнительно включены модули импорта данных, а также экспорта в соответствии с требуемым форматом. Экспорт данных доступен в виде формата .TXT, а также .CSV, который может быть использован без дополнительных модификаций в качестве исходных данных в модуле Аэрогидромеханика пакета программ «Логос» [9].

Все эти функции позволяют пользователю оценить данные по теплофизическим свойствам и выбрать необходимую из доступного списка, а также, не прибегая к дополнительным затратам на ручное форматирование приступить к началу расчета.

Дальнейшее развитие программного средства включает, но не ограничивается:

- регистрацией программного средства
- включением теплофизических свойств воды и пара, газов
- включением теплофизических свойств конструкционных материалов атомной отрасли
- включением информации о погрешностях предоставляемых данных
- расширением экспортируемых форматов под известные коды вычислительной гидродинамики (FlowVision, ANSYS, STAR-CCM+ и т.д.)
- включение программного средства в учебную программу НИЯУ МИФИ с возможностью свободного распространения.

## Литература

1. Bestion D. et al. **Review of uncertainty methods for CFD application to nuclear reactor thermalhydraulics** //NUTHOS 11-The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety. 2016.
2. Yamasue E. et al. **Deviation from Wiedemann–Franz law for the thermal conductivity of liquid tin and lead at elevated temperature** //International journal of thermophysics. 2003. Т. 24. С. 713.
3. Круглов А. Б., Круглов В. Б., Рачков В. И., Стручалин П. Г., Харитонов В. С., Асхадуллин Р. Ш., Мартынов П. Н. **Методика измерения теплопроводности жидкого свинца в диапазоне температур 350–1000 °С** // Теплофизика высоких температур. 2015. Т. 53. №4. С. 564.
4. Банчила С. Н., Филиппов Л. П. **Новые измерения комплекса тепловых свойств жидких олова и свинца** //Теплофизика высоких температур. 1973. Т. 11. №. 3. С. 668.
5. Bidwell С.С. **Thermal conductivity of metals** // Phys. Rev. 1940. Т. 58. № 2. С. 561.
6. Юрчак Р. П., Филиппов Л. П. **Тепловые свойства жидких олова и свинца** //Теплофизика высоких температур. 1965. Т. 3. №. 2. С. 323.
7. Савченко И. В. **Экспериментальное исследование теплопроводности и температуропроводности расплавов легкоплавких металлов и сплавов методом лазерной вспышки: дис. – Институт теплофизики им. СС Кутателадзе Сибирского отделения Российской академии наук, 2011.**
8. Никольский Н.А., Калакуцкая Н.А., Пчелкин И.М. **Теплофизические свойства некоторых металлов и сплавов в расплавленном состоянии** // Вопросы теплообмена. 1959. С. 11.
9. **РФЯЦ-ВНИИЭФ: Пакет программ Логос** // ЛОГОС URL: <http://logos.vniief.ru/> (дата обращения: 26.05.2024).

# Визуализация участка сборки и контроля ТВС РУ БРЕСТ-ОД-300 с использованием технологий виртуальной реальности

Толоконский А.О., Ковалёнок Д.Г.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** тренажерная система, виртуальная реальность, тепловыделяющая сборка, установка контроля, атомная энергетика

При изготовлении ТВС используются установки контроля для обеспечения качества и безопасности продукции на всех этапах производства. Они включают в себя различные испытания и проверки, которые позволяют убедиться в соответствии ТВС с требованиями проекта и стандартами безопасности, отсутствии дефектов и брака в материалах и компонентах ТВС, правильности сборки и соединения всех элементов ТВС, соответствии ТВС заданным параметрам по мощности, тепловым нагрузкам, радиационной безопасности и другим характеристикам. Установки контроля также позволяют выявить и исправить возможные проблемы на ранних этапах производства, что снижает вероятность возникновения аварийных ситуаций в будущем.

В настоящее время для подготовки специалистов в области ядерной энергетики используются технологии виртуальной реальности, которые позволяют обучаемому непосредственно окунуться в среду своей деятельности, провести обучение максимально приближенное к реальным условиям, при этом не причинив вреда своему здоровью. Для того чтобы изготовить тепловыделяющую сборку (ТВС) необходимо на этапе производства пройти ряд установок контроля, подтверждающих качество и безопасность. Авторами была предложена разработка виртуального тренажера с установками контроля ТВС для РУ БРЕСТ-ОД-300 такими как: отмывка и сушка ТВС, контроль герметичности ТВС, контроль поверхностной загрязненности ТВС, контроль массы и входимости ТВС в стапель, контроль геометрии ТВС.

Данный тренажер разрабатывался в среде Unity с использованием очков виртуальной реальности Oculus [1]. Результаты визуализации участка контроля позволяют производить проверку внешнего вида ТВС на наличие дефектов и повреждений, измерения массы и длины ТВС, а также проверку на герметичность, отсутствия утечек и загрязненности.

## Участок сборки ТВС

Данная установка предназначена для подачи, ориентирования, поджатия и фиксации головки ТВС и головки замка на каркасе ТВС (рис.1). Работа установки осуществляется следующим образом: головка ТВС, головка замка привода замка, гайка и развальцовка подаются на плите установки шлюза с транспортером в зону работы установки. Захват механизма закручивания фиксирует головку ТВС на плите установки шлюза с транспортером, поднимает ее вертикально, при этом датчик силомоментный определяет наличие головки ТВС в механизме закручивания и захвата. Головка ТВС устанавливается на трубы каркаса ТВС, поджимается и фиксируется захватом [2].

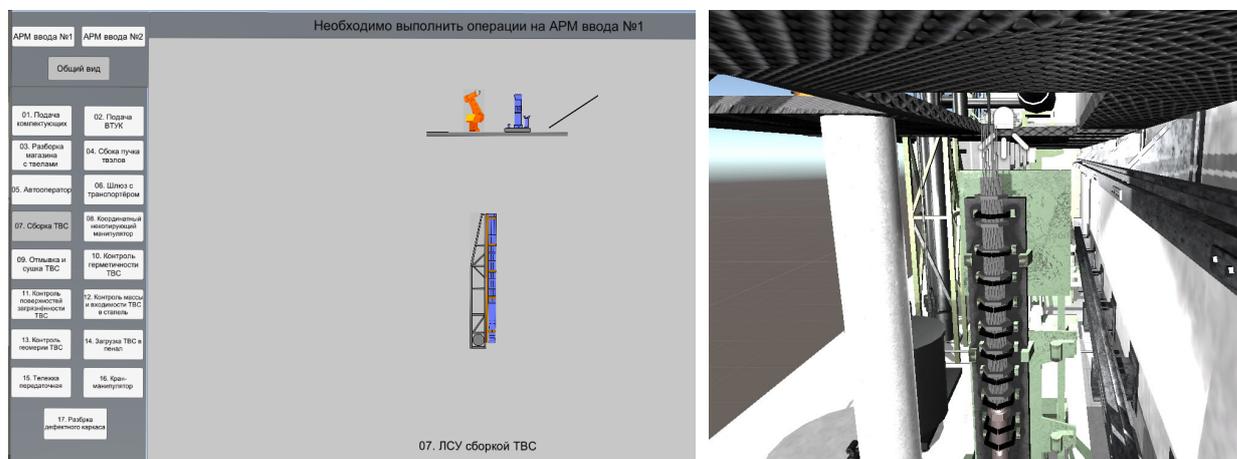


Рис. 1. Мнемосхема и 3D визуализация участка сборки ТВС

## Установка контроля геометрии и внешнего вида ТВС

Установка контроля геометрии и внешнего вида ТВС предназначена для измерения длины ТВС, измерения размера «под ключ» верхней, центральной и нижней дистанционирующих решеток, а также визуального контроля внешнего вида ТВС при помощи высокочувствительной системы видеонаблюдения путем сравнения с внешним видом контрольного образца (рис.2) [7].

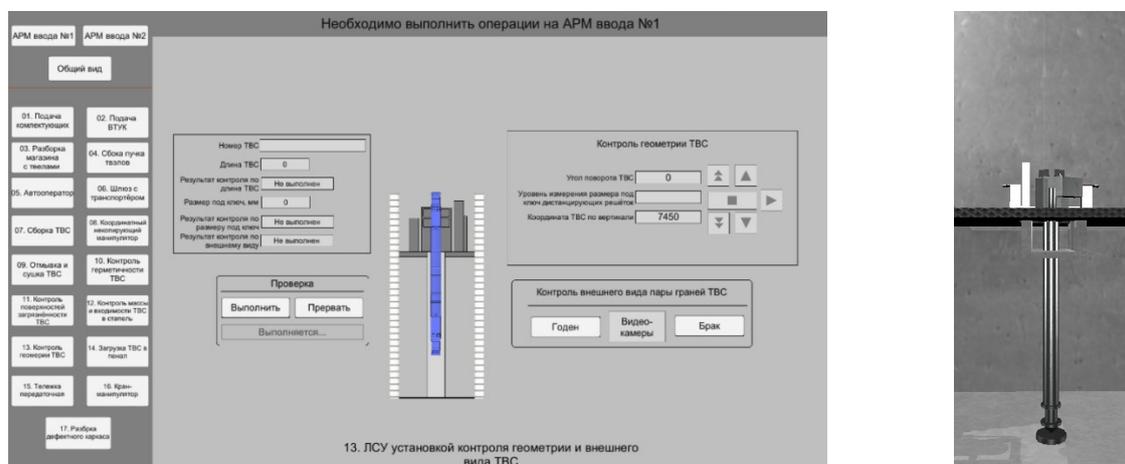


Рис. 2. Мнемосхема и 3D визуализация установки контроля геометрии и внешнего вида ТВС

Разработанная система позволяет производить обучение специалистам, работающим в атомной отрасли по производству ядерных энергетических устройств. Достоинство данной разработки заключается в том, что она максимально приближена к технологиям реального оборудования, мобильна и не требует больших экономических затрат. Также она обеспечивает высокий уровень радиационной безопасности и в будущем может быть внедрена в центры по подготовке персонала в атомной промышленности.

## Литература

1. Линовес Дж. **Виртуальная реальность в Unity/Дж. Линовес; пер. с англ. Рагимов Р. Н. – М.: ДМК Пресс, 2016. 316 с.**
2. **Руководство по эксплуатации 1099.604.000РЭ: Установка крепления головок на каркасе ТВС "Сибирский химический комбинат", 2015. С. 28.**
3. **Руководство по эксплуатации А.11.1232.000РЭ: Установка отмывки и сушки ТВС "Сибирский химический комбинат", 2018. С. 24.**
4. **Руководство по эксплуатации 1099.606.000РЭ: Установка контроля герметичности ТВС "Сибирский химический комбинат", 2016. С. 31.**
5. **Руководство по эксплуатации 1099.595.000РЭ: Участок сборки и контроля ТВС "Сибирский химический комбинат", 2017. С. 45.**
6. **Руководство по эксплуатации 1099.607.000РЭ: Установка контроля массы ТВС, контроля входимости ТВС в ступень, работоспособности механизма управления хвостовиком, перемещения РО СУЗ "Сибирский химический комбинат", 2015. С. 50.**
7. **Руководство по эксплуатации 1099.608.000РЭ: Установка контроля геометрии и внешнего вида ТВС "Сибирский химический комбинат", 2016. С. 30.**

## Оценка возможности модернизации топлива ТВС реактора ВВЭР-1200 посредством добавления диоксида тория

Фирсов Е.И., Внуков Р.А

*Обнинский институт атомной энергетики – филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Обнинск, Россия*

**Ключевые слова:** диоксид тория, ТВС, нейтронно-физические параметры, топливная кампания, *Serpent*

Опытный перевод 6 энергоблока Нововоронежской АЭС на 18-месячный топливный цикл отразил тенденции в вопросе длительности реакторной кампании. В связи с этим актуально рассмотреть возможности модернизации топлива ТВС ректора ВВЭР-1200 для эксплуатации в 18-месячном топливном цикле посредством добавления тория, как воспроизводящего материала.

Сходные нейтронно-физические характеристики урана 233, – продукта ядерных реакций тория 232 с нейтронами с изотопом плутония 239 позволяют рассмотреть торий с точки зрения воспроизводящих свойств, как воспроизводящий выгорающий поглотитель – замену урану 238, а уран 233 – как альтернативу плутонию 239.

Для сравнения различных схем вовлечения тория в топливный цикл в исследовании проведено моделирование выгорания 4 типов ТВС с различным топливом: Z49, Z49A2, Z49B6, Z40D2. Исходные ТВС содержат уран оксидное топливо – стандартное на текущий момент, а изменённые ТВС с добавлением тория, содержат полностью ториевые стержни взамен некоторых топливных. В работе предлагается два подхода к получению изменённых моделей, и оба предполагают, что гадолиний из твэгов полностью удаляется, и обогащение твэгов по урану не изменяется; в регулярной решётке размещаются стержни из тория – твэты, число которых варьируется [1]. При этом два класса изменённых моделей отличаются обогащением оставшихся топливных стержней. Для моделей первого класса обогащение оставалось неизменным, в то время как для второго производился перерасчёт обогащения из условия неизменности числа ядер урана 235, содержащихся в твэлах ТВС на начало кампании (с увеличением числа твэтов растёт обогащение оставшихся топливных стержней).

Расчёты проводились в программном комплексе, реализующем метод Монте-Карло, для константного обеспечения использовались библиотеки оценённых ядерных данных jeff-3.1.1. Исходные модели ТВС Z49, Z49A2, Z49B6, Z40D2 были созданы на основе работы [2]. Вид моделей в программном комплексе представлен на рисунке 1.

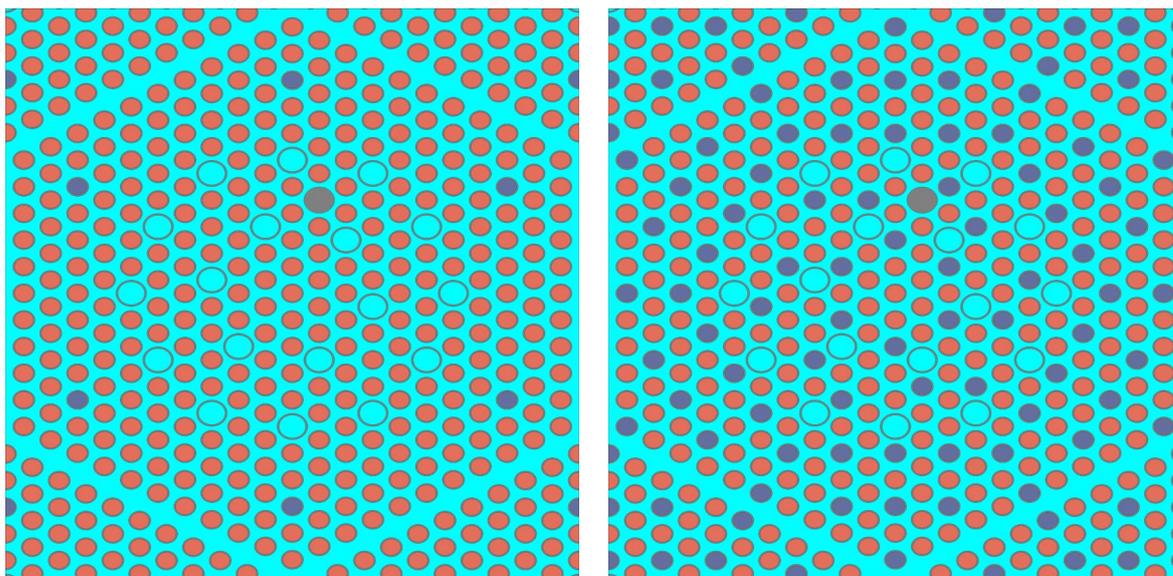
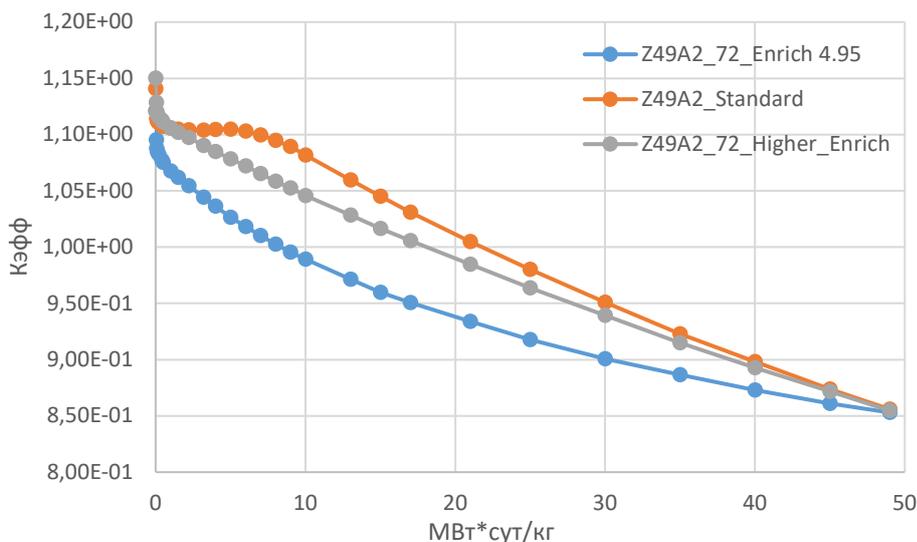


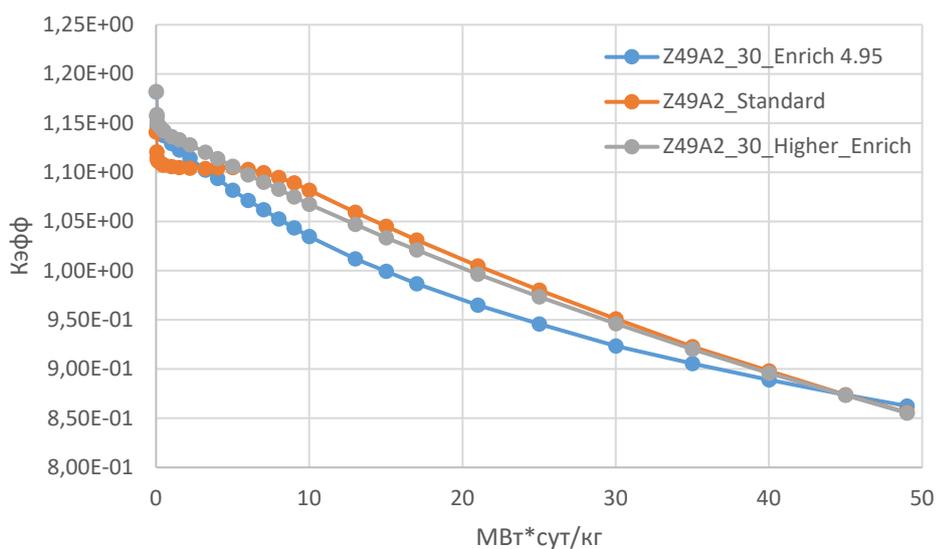
Рис.1. Горизонтальный срез исходной модели ТВС Z49B6 (слева) и изменённой (справа)

В моделях исследования задавались следующие условия: постоянная концентрация борной кислоты в теплоносителе, условие отражения на боковой границе ТВС и вылет на торцах, не

учитывались перегрузки и выдержка топлива. На рисунках 2 - 3 представлены зависимости коэффициентов размножения исходной модели в сравнении с дообогащённой моделью и моделью неизменного обогащения для ТВС Z49A2.



**Рис.2.** Сравнение ТВС с 72 ториевыми стержнями обогащения 4.95% и 6.36% с исходной ТВС



**Рис.3.** Сравнение ТВС с 30 ториевыми стержнями обогащения 4.95% и 5.41% с исходной ТВС

Для ТВС Z49A2 кривые  $K_{eff}(t)$  для обеих изменённых моделей лежат ниже кривых  $K_{eff}(t)$  исходной модели на протяжении большей части топливной кампании (до ~ 45-50 МВт\*сутки/кг). Можно заключить, что ТВС предложенных конфигураций имеют меньший запас реактивности на протяжении большей части топливной кампании, что при перенесении исследования на масштабы а.з. с данными ТВС не приведёт к увеличению длительности кампании.

Следует пересмотреть подходы к созданию ТВС с добавлением диоксида тория.

### Литература

1. Пономарев-Степной Н. Н., Лунин Г. Л., Морозов А. Г. и др. **Легководный ториевый реактор ВВЭР-Т // Атомная энергия. 1998. Т. 85. №4. С. 263.**
2. Хашлаун Т.М. Р. С. **Оптимизация параметров удлиненных топливных загрузок для реакторов ВВЭР-1000(1200) с целью минимизации эксплуатационных затрат на АЭС: автореферат дис. кандидата технических наук: 05.14.03. Москва. 2018. 24 с.**

## Сравнение программ MCU, реализующих метод Монте-Карло, в задачах моделирования детектора прямого заряда

Калугин М.А., Курченков А.Ю., Прохоров Д.Н., Шкаровский Д.А.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

*Ключевые слова: метод Монте-Карло, MCU-PD, MCU-C, MCU-REA/2, детектор прямого заряда*

Контроль линейного энерговыделения в активной зоне играет ключевую роль в безопасной эксплуатации ядерных установок. В настоящее время этот контроль осуществляется системой внутриреакторного контроля (СВРК), которая использует внутриреакторные нейтронно-чувствительные датчики (детекторы прямого заряда, ДПЗ). Точность и достоверность интерпретаций показаний этих детекторов имеет определяющее значение для обеспечения безопасной и экономичной работы реактора.

В реакторах типа ВВЭР в СВРК используются родиевые ДПЗ, которые наряду с высокой чувствительностью имеют инерционность. Основной вклад в образование заряда детектора вносит  $\beta$ -распад  $^{104}\text{Rh}$  с периодом полураспада 43,2 с. В СВРК ВВЭР на аппаратном уровне, с помощью фильтра Калмана – Цимбалова эта инерционность устраняется.

Работа посвящена сравнению программ семейства MCU трех поколений: MCU-REA/2, MCU-PD и MCU-C.

Определение токовых характеристик детектора выполнялось путем решения двух задач: нейтронно-физической задачи, в ходе которой вычислялась скорость поглощения нейтронов в эмиттере, и задачи расчета электронно-фотонного каскада в результате которого был определен парциальный вклад в заряд от десяти радиальных зон. Статистическая погрешность расчетов составила менее 0,1% для нейтронно-физической задачи и не более 5% для электронно-фотонной задачи.

Наиболее чувствительной расчетной частью является моделирование электронно-фотонного каскада. В расчетной модели детектора эмиттер был разделен на десять равнообъемных частей для учета неравномерности распределения искомой вероятности, а также неравномерности взаимодействия излучения с материалом эмиттера.

Показано, что результаты электронно-фотонной задачи, полученные с использованием программ семейства MCU, имеют достаточный уровень согласования, отклонение которых не превышает статистическую погрешность.

*Результаты работы были получены с использованием вычислительных ресурсов ОВК НИЦ «Курчатовский институт», <http://computing.nrcki.ru/>.*

## Компенсация избыточной реактивности оксидом америция в тепловых реакторах

Скулкин В.О., Внуков Р.А.

*Обнинский институт атомной энергетики – филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Обнинск, Россия*

**Ключевые слова:** *минорные актиниды, америций, тепловой реактор, переобогащение ядерного топлива, сжигание минорных актинидов, метод Монте-Карло*

На сегодняшний день в атомной энергетике существует задача выжигания минорных актинидов – трансурановых элементов, преимущественно создающих радиационный фон отработавшего ядерного топлива после десятков лет его выдержки [1].

Для решения поставленной задачи наиболее оптимальным методом является выжигание минорных актинидов в реакторах [2]. В настоящей работе рассмотрено выжигание в тепловых типа ВВЭР. На текущем этапе моделируются различные компоновки ТВС реактора ВВЭР-1200 с реакторной кампанией 12 месяцев.

Фиксирование изменений, определение оптимальных моделей и методов использования оксида америция осуществляется по ключевым нейтронно-физическим характеристикам. В качестве ключевых приняты бесконечный коэффициент размножения нейтронов (Кбеск), коэффициент воспроизводства (КВ), доля запаздывающих нейтронов, ядерные концентрации разных этапах выгорания тяжелых ядер, плотность потока нейтронов, неравномерности энерговыделения.

На предыдущих этапах исследования проводилась вариация доли оксида америция (ДОО) в топливе реактора. А именно в топливо гомогенно добавлялся оксид америция, содержащий изотопы Am-241/Am-242m/Am-243 в пропорциях 80,09/0,09/19,82% [3]. Сделаны следующие серии расчетов:

1. На модели Z49:
  - 1.1. вариация доли оксида америция в топливе твэл в диапазоне от 0.1 до 5%.
2. На моделях Z49A2 и Z49B6:
  - 2.1. вариация ДОО в топливе твэл при стандартной доле выгорающего поглотителя (гадолиний) в топливе твэг в диапазоне от 0.1 до 5%;
  - 2.2. вариация ДОО в топливе твэг при отсутствии выгорающего поглотителя в диапазоне от 1 до 100%;
  - 2.3. вариация ДОО в топливе твэл в диапазоне от 0.2 до 0.4% и твэг в диапазоне от 5 до 20 при отсутствии выгорающего поглотителя.
3. На альтернативной модели Z49(A4):
  - 3.1. вариация ДОО в топливе твэг при отсутствии выгорающего поглотителя.

Кроме этого, рассмотрено влияние добавления оксида америция на долю запаздывающих нейтронов, а также на изменение изотопного состава в топливе как твэл, так и твэг.

Однако в любой серии расчетов наблюдается существенный недостаток – недостаточно запаса реактивности для более полного использования ядерного топлива ( $UO_2$ ). Иначе говоря, запаса реактивности недостаточно, чтобы реактор работал на номинальной мощности всю реакторную кампанию.

Вследствие этого, возникает необходимость переобогащения ядерного топлива. В расчетном исследовании с шагом 0,01% увеличивали обогащение по урану-235 до тех пор, пока средний по топливной кампании коэффициент размножения нейтронов не сравняется с коэффициентом размножения исходной модели. Результаты представлены в таблице 1.

Для восстановления требуемого запаса реактивности нужно значительно увеличить обогащение. В таблице 1 представлены значения относительного отклонения среднего коэффициента размножения нейтронов топливной кампании ТВС как в сравнении со стандартной моделью (без добавления оксида америция), так и в сравнении с моделью, в которую добавлен оксид америция (при этом обогащение по урану-235 стандартное).

**Таблица 1 – Относительное отклонение коэффициента размножения нейтронов**

Обогащение топлива, %	Сравнение со стандартной моделью		Сравнение с моделью с добавлением оксида америция	
	Доля оксида америция, %			
	0.1	0.4	0.1	0.4
4.95	-2.50 %	-8.41 %	0.00 %	0.00 %
4.96	-2.47 %	-8.36 %	0.03 %	0.05 %
4.97	-2.44 %	-8.34 %	0.06 %	0.07 %
4.98	-2.37 %	-8.30 %	0.13 %	0.12 %
4.99	-2.35 %	-8.26 %	0.16 %	0.16 %
5.00	-2.31 %	-8.23 %	0.19 %	0.19 %

### Литература

1. Декусар В.М., Мосеев А.Л., Гурская О.С. **Прогноз наработки минорных актинидов в 21-м столетии: Препринт ФЭИ–3304, Обнинск, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2023. 17 с.**
2. Андрианов А.А., Архангельский Н.В., Журавлёв И.Б., Квятковский С.А., Птицын П.Б. **Перспективные технологии утилизации минорных актинидов. - М.: ЦАИР, частное учреждение «Наука и инновации», 2021.**
3. Shelley, A. **Neutronic analyses of americium burning U-free inert matrix fuels. Progress in Nuclear Energy. 2020. V. 130.**
4. Сперанский Ф.А. **Монте-Карло модель реактора типа ВВЭР-1200 для вычисления альbedo отражателей. Доклады БГУИР. Минск: 2015. С. 234.**

## Исследование нейтронно-физических процессов радиационного разогрева материалов в условиях облучения в импульсном графитовом реакторе ИГР

Келсингазина Р.Е.<sup>1,2</sup>, Витюк В.А.<sup>1</sup>, Витюк Г.А.<sup>1</sup>, Мухамедов Н.Е.<sup>1</sup>, Должиков С.А.<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов, Казахстан

<sup>2</sup> Университет имени Шакарима города Семей, Семей, Казахстан

*Ключевые слова:* радиационный разогрев, внутререакторное исследование, реактор ИГР, компьютерное моделирование, нейтронно-физические расчеты, теплофизические расчеты

На реакторе ИГР, находящемся в Национальном ядерном центре Республики Казахстан, проводятся исследования быстропротекающих физических и тепловых процессов в ядерных реакторах в переходных и аварийных условиях эксплуатации [1]. Все проводимые внутререакторные исследования требуют обоснование безопасности их проведения, одним из важнейших вопросов безопасности является контроль температурного состояния конструкционных материалов, которые подвергаются комплексному фотонному и корпускулярному излучению, обуславливающему радиационный разогрев всех элементов конструкции реактора и размещенных в его экспериментальных каналах облучательных устройств. Определение радиационного разогрева позволяет оценить эксплуатационные пределы элементов конструкции облучательных устройств, а также спрогнозировать рост температуры и обеспечить, при необходимости, меры для охлаждения конструкций в процессе проведения внутререакторного эксперимента. Изучение данных вопросов является предметом ряда экспериментальных исследований на реакторе ИГР [2, 3].

Радиационный разогрев конструкционных материалов может происходить за счет энергии упругого и неупругого рассеяния нейтронов; гамма-квантов, образовавшихся в акте деления в реакторе и в результате радиационного захвата нейтронов ( $n, \gamma$ ); заряженных частиц, образовавшихся в реакциях захвата нейтронов; запаздывающего нейтронного и гамма-излучения от осколков деления и продуктов активации. Каждый из перечисленных процессов в той или иной мере будет вносить свой вклад в результирующий разогрев конструкционных материалов. Для более точного получения параметров радиационного разогрева конструкционных материалов необходим анализ составных нейтронно-физических процессов, в особенности для реакторов, обладающих короткой полушириной импульса. При этом комплексность взаимодействующих излучений затрудняет их физическое измерение, что обуславливает фактическую безальтернативность корректного компьютерного моделирования. Также важно определить объемное распределение энерговыделения в конструкционных материалах для правильной интерпретации показаний средств измерения температуры, размещенных в отдельных точках, что наиболее критично для материалов с низкой теплопроводностью.

Таким образом, обоснование безопасности проведения внутререакторных испытаний обеспечивается посредством компьютерного моделирования, так называемого вычислительного эксперимента. По этой причине повышение качества расчетного прогнозирования нейтронно-физических и теплофизических параметров экспериментальных устройств является актуальным вопросом обеспечения безопасности, и, в дополнение, корректной интерпретации полученных результатов реакторных исследований.

В данной работе представлено описание методики и результаты проведенных расчетов, учитывающих вклад всех нейтронно-физических процессов, определяющих характер радиационного разогрева материалов при облучении в реакторе ИГР. Представлены результаты анализа теплофизических параметров и валидация результатов расчета с экспериментально полученными данными.

Расчеты проведены в рамках исследования величины радиационного разогрева конструкционных материалов ядерной и термоядерной техники при их облучении на реакторе ИГР [4]. Облучательное экспериментальное устройство представляет собой ампулу с крышкой, в которую помещается испытательная секция (рисунок 1). Испытательная секция состоит двух алюминиевых дисков, установленных на штангу. В дисках проделано 6 отверстий для расположения в них исследуемых образцов, выполненные в форме куба со стороной 10 мм.

В качестве исследуемых материалов были выбраны материалы, наиболее часто используемые при создании внутререакторных экспериментальных устройств реактора ИГР: алюминий АМг-6,

алюминий АД, сталь 12Х18Н10Т, сталь 12Х1МФ, титан, сталь 12ХН35ВТ, никель, медь, тантал, молибден, свинец, вольфрам.

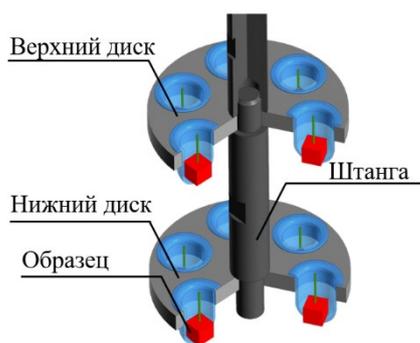


Рис. 1. Испытательная секция экспериментального устройства

Нейтронно-физические расчеты были проведены в программе MCNP, в соответствии со всеми размерно-материальным характеристикам была построена модель экспериментального устройства, помещенного в центральный экспериментальный канал ИГР. Для определения объемного распределения энерговыделения модели исследуемых образцов были поделены на 64 геометрические равные части.

В результате прецизионных расчетов нейтронно-физических характеристик экспериментального устройства были определены вклады различных процессов в результирующий радиационный разогрев образцов конструкционных материалов. Также было проведено сравнение распределения энерговыделения в объеме исследуемых образцов с учетом процессов, вносящих наибольший вклад в радиационный разогрев. Радиационный разогрев конструкционных материалов в большей степени обусловлен взаимодействием гамма-излучения с веществом.

Для проведения валидации с экспериментальными данными были проведены теплофизические расчеты в программном пакете ANSYS. Была построена детальная модель экспериментального устройства, включающая ампулу, штангу с дисками, образцы, термодары, и окружающую устройство среду. Валидация полученных расчетных значений с экспериментальными данными позволяет говорить о корректности полученных результатов расчета и о качестве применяемого подхода к нейтронно-физическому и теплофизическому моделированию радиационного разогрева конструкционных материалов.

Работа выполнена при финансировании Комитета науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (Грант № AP19577709 «Развитие методов CFD моделирования для описания процессов, сопровождающих развитие тяжелой аварии ядерного энергетического реактора»).

#### Литература

1. Batyrbekov E., Vityuk V., Vurim A., Vityuk G. **Experimental opportunities and main results of the impulse graphite reactor use for research in safety area** // *Annals of Nuclear Energy*. 2023. V. 182 (109582). <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109582>.
2. Kelsingazina R., Vityuk V., Vurim A., Vityuk V., Mukhamedov N., Tikhomirov G. **Computational approaches for determining the nuclear heating value of structural materials during the irradiation at the IGR reactor** // *Annals of Nuclear Energy*. 2024. V. 204 (110532). DOI: 10.1016/j.anucene.2024.110532.
3. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Ульянов А.И. и др. **Измерение температуры радиационного разогрева конструкционных материалов излучением ИГР** // *Атомная энергия*. 2001. Т. 90. №1. С. 17.
4. Мухамедов Н.Е., Витюк Г.А., Келсингазина Р.Е., Должиков С.А., Богомолова И.Н. **Определение режимов реакторных исследований радиационного разогрева материалов ядерной и термоядерной техники** // *Вестник ВКТУ*. 2022. №4. С. 167. DOI 10.51885/1561-4212\_2022\_4\_167.

## Преимущества и недостатки CFD пакетов перед одномерными канальными кодами при обосновании безопасности ЯЭУ

Оуэн Д.Ю., Захаров М. Ю., Чубаров М. А., Тихомиров Г.В.

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

*Ключевые слова: CFD, sub-channel codes, одномерные коды, канальные коды, обоснование безопасности*

Компьютерное моделирование с каждым днем становится все более важным аспектом анализа безопасности ядерных энергетических установок. Физические явления на атомной электростанции рассматриваются в трех классифицированных масштабах: системном масштабе (рассматривается явление, охватывающее всю станцию), компонентном масштабе (рассматривается явление в конкретном компоненте) и мезомасштабном (рассматривается явление в небольшой части компонента). Для каждого из трех случаев применяется отдельный подход. Системные коды предназначены для прогнозирования поведения всей системы при нормальных или аварийных режимах (масштаб системы). Канальные коды предназначены для прогнозирования поведения в каналах системы (масштаб компонентов). Коды CFD (Computational Fluid Dynamics) способны моделировать теплогидравлические процессы в конкретной области установки (мезомасштаб).

В работе рассматриваются преимущества и недостатки метода CFD перед классическими одномерными и канальными кодами, а также рассматриваются варианты совместного взаимодействия системных и CFD кодов.

Преимуществами использования системных и канальных кодов являются их точность при моделировании процессов, способность обрабатывать сложные геометрические формы и более быстрое время вычислений. В то же время, коды CFD более универсальны и могут использоваться для широкого спектра моделирования потоков жидкости и теплопередачи.

Недостатком одномерных кодов перед кодами расчетной гидродинамики (CFD) является неадекватность моделирования трехмерных теплогидравлических явлений, таких как температурная стратификация, разрушение ядра гидродинамического потока и т.д. Данная проблема решается применением кодов CFD, однако в данном случае недостатком будут являться чрезмерно высокие вычислительные требования при попытках моделирования всей активной зоны реактора. Так, к примеру, в работе [1] был проведен теплогидравлический анализ температурной стратификации гелиевого теплоносителя в реакторе HTR-PM с помощью CFD пакета FLUENT.

В последние годы было предложено много технологий объединения одномерных и CFD кодов, что способствует более реалистичному отображению моделируемых теплогидравлических процессов. Так, например, в работе [2] был проведен анализ взаимодействия одномерного кода RELAP5-3D с CFD пакетом Fluent для высокотемпературного газового реактора VHTR. В статье [3] приводится методика объединения одномерной и трехмерной теплогидравлических моделей системного кода KOPCAR/CFD, предназначенного для расчетного обоснования безопасности водяных энергетических реакторов.

Объединение кодов CFD и системных кодов является основной тенденцией в ядерном компьютерном моделировании. Тем не менее, внимание научного сообщества уделяется также анализу взаимодействия канальных и CFD кодов, как, например, в работе [4], где код TrioCFD был объединен с канальным кодом TrioMC и системным кодом CATHARE. Стоит отметить, что CFD коды и канальные теплогидравлические коды могут успешно применяться в связке для расчетного обоснования безопасности энергетических реакторов, однако, в то же время, это направление характеризуется куда меньшим количеством опубликованных работ.

В настоящее время основным инструментом для обоснования безопасности ЯЭУ является применение одномерных расчетных кодов. В то же время, методики CFD моделирования, в свою очередь, являются универсальным инструментом для поиска оптимальных конструктивных решений и получения информации о процессах в ЯЭУ, необходимой на этапах проектирования установки. Согласно федеральному закону «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ [5] и требованиям действующих федеральных норм и правил в области использования атомной энергии программы для ЭВМ, используемые для обоснования безопасности ЯЭУ, должны пройти экспертизу в соответствующих организациях научно-технической поддержки. Определяющим значением в процессе экспертизы будет являться проверка полноты и корректности верификации и валидации. Основные требования, предъявляемые к верификации и валидации, одинаковы для всех

программ для ЭВМ и включают в себя верификацию на аналитических и расчетных тестах и валидацию на экспериментальных данных [6]. Таким образом, совершенствование методик совместного использования одномерных и CFD кодов позволит выполнять расчеты многофазных и многокомпонентных течений в областях сложной геометрии, что является привлекательным с точки зрения обоснования безопасности ЯЭУ.

#### Литература

1. Zhou, Yangping; Li, Fu; Hao, Pengfei; He, Feng; Shi, Lei. **Thermal hydraulic analysis for hot gas mixing structure of HTR-PM. Nuclear Engineering and Design. 271. P. 510.**
2. N. A. Anderson, **Thesis: Coupling RELAP5-3D and FLUENT to Analyze a Very High Temperature Reactor (VHTR) Outlet Plenum, Provo: Brigham Young University, URL: <http://hdl.handle.net/1969.1/4160>, 2006.**
3. Ю.В. Юдов, И.Г. Данилов, С.С. Чепилко, Д.С. Кастерин. **Объединение одномерной и трёхмерной моделей теплогидравлики в расчётном коде КОРСАР/CFD // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2019. №1. С. 57.**
4. A. Gerschenfeld, S. Li, Y. Gorsse and R. Lavastre. **Development and Validation of Multi-Scale Thermal-Hydraulics Calculation Schemes for SFR Applications at CEA, Yekaterinburg, Russian Federation, 2017.**
5. **Об использовании атомной энергии: Федер. закон от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ.**
6. **Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии. РД-03-34-2000: утверждены приказом начальника Госатомнадзора России от 28 декабря 2000 г. № 122.**

## Кросс-верификация программного комплекса «ЛОГОС» на основе данных по течению однофазной жидкости в циркуляционном контуре

Голяев Д.В., Никитин Д.А., Делов М.И., Стручалин П.Г., Лауар С.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

**Ключевые слова:** ЛОГОС, CFD, теплогидравлический, верификация, перепад давления, численный расчет

Численное моделирование – важный современный инженерный инструмент, используемый как на стадии проектирования инженерных систем и установок, так и на этапах их модернизации и анализа режимов работы. Численное моделирование особенно актуально применительно к системам, где традиционно расчеты проводятся на основе инженерных методик, т.е. с использованием различных корреляций, например, при решении теплогидравлических задач.

В России в последние годы активно развивается отечественный программный комплекс численного моделирования «ЛОГОС». По плану ГК «Росатом» [1] он должен стать основным инструментом при проектировании и анализе работы объектов использования атомной энергии. Однако, этот комплекс сейчас находится на этапе активного развития и не все его модули, в т.ч. теплогидравлический, успели зарекомендовать себя как надежный и достоверный продукт.

Неотъемлемой частью внедрения любого программного комплекса является верификация используемых физических моделей. На практике ее осуществляют сравнением расчетных результатов с данными экспериментов или расчетами в других программных комплексах. Целью данной работы являлось проведение верификации расчета течения однофазной жидкости в круглом канале в ЛОГОСе с экспериментальными данными и данными расчета по другим программным комплексам для определения возможного отклонения расчета, проводимого в пакете ЛОГОС по различным моделям. Эксперимент проводился на участке теплогидравлического стенда, описанный в статье [2].

В работе проведен расчет перепада давления при течении воды в круглом канале с поворотом, перепадом высот и задвижкой (рисунок 1) Расчеты проведены с помощью моделей К-ε, SST (Shear Stress Transport) и EARSM при различных расходах ( $Re=10^4-10^5$ ). Пример результатов расчета приведен в таблице 1, где также приведены экспериментальные данные [2,3], а также результаты расчета в других широко используемых программах численного моделирования («ANSYS CFX»).

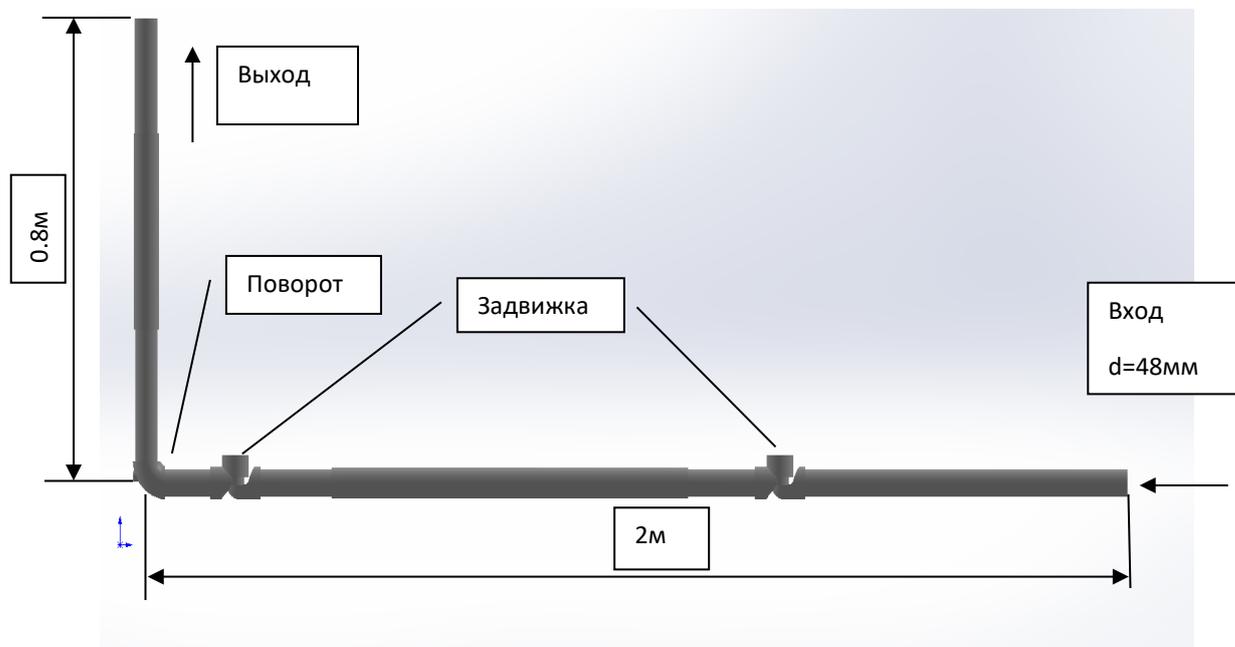


Рис.1. 3D модель участка теплогидравлического стенда

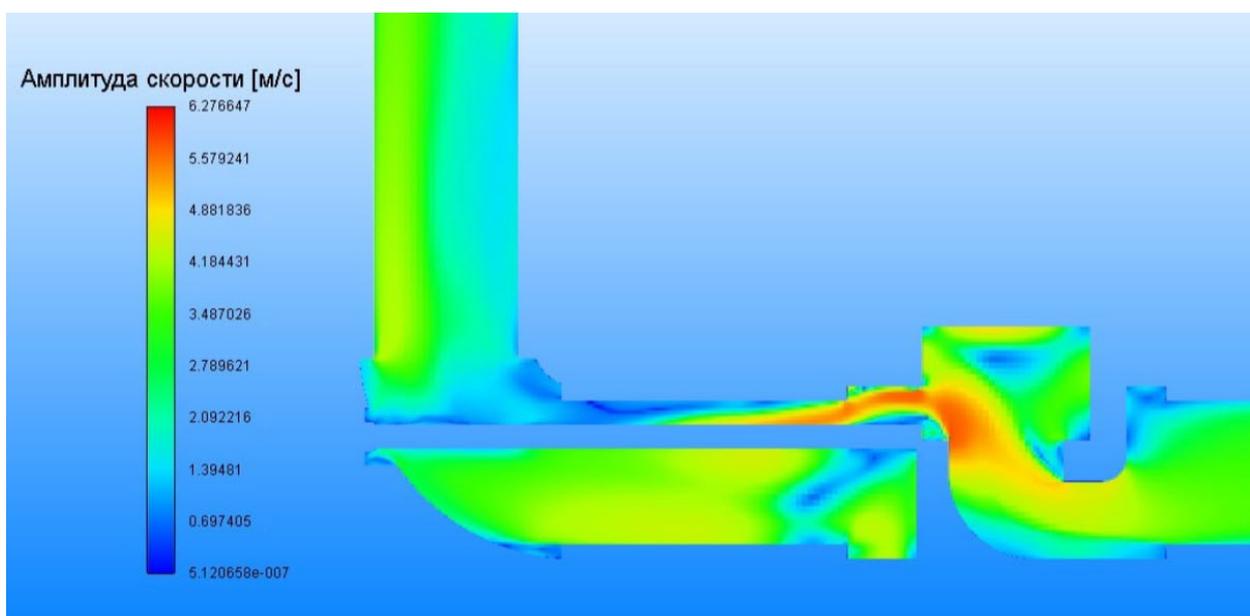


Рис.2. Результат расчета скоростей модели в ЛОГОСе

Таблица 1 – Пример результатов расчетов в различных программных комплексах с разными моделями при  $Re=1.5 \cdot 10^5$

Программный комплекс, модель	Перепад давлений, кПа
ЛОГОС, SST	21.2
STAR-CCM+R, K-ε	23.7
ANSYS CFX, SST	20.5
ANSYS CFX, EARSM	21.5
Эксперимент	20,0±6

Из представленных данных видно, что результаты расчета показывают хорошее согласование с экспериментом и с расчетами в других программных пакетах. Отклонение ЛОГОСа от эксперимента составляет 6%, отклонение от ANSYS CFX 3.4%. На рисунке 2 представлена обработка полученных данных из ЛОГОСа, а именно распределение скоростей в потоке жидкости.

В дальнейшем представляет интерес проведение аналогичных кросс-верификационных расчетов для других элементов стенда, в том числе в условиях естественной циркуляции.

#### Литература

1. Наука.РФ // АНО «Национальные приоритеты» РОСАТОМ ВЫПУСТИЛ ОБНОВЛЕННУЮ ВЕРСИЮ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА «ЛОГОС». URL: <https://xn--80aa3ak5a.xn--p1ai/news/rosatom-vypustil-obnovlennuyu-versiyu-programmnogo-paketa-logos/> (дата обращения 02.07.2024).
2. Лауар С., Делов М.И., Литвинцова Ю.Е., Кузьменков Д.М., Мурадян К.Ю., Навасардян М.В., Куценко К.В. Теплогидравлический стенд для разработки новых решений в области использования цифровых двойников объектов атомной энергетики. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2020. № 2. С. 122.
3. Laouar S., Sakib M.N., Muqit Al S., Navasardyan M.V., Kutsenko K.V. Pressure drop in valve for different open flow areas // Journal of Physics: Conference Series. 2020. V. 1439 (012009).

## Разработка библиотеки сечений для ТВС реактора типа ВВЭР в коде HELIOS-2 для диффузионного кода DYN3D

Лещик В.И., Хрущинский А.А., Кутень С.А.

НИУ «Институт ядерных проблем» Белорусского государственного университета», Минск,  
Беларусь

*Ключевые слова:* ТВС, ВВЭР, HELIOS-2, Serpent, DYN3D, групповые константы

В настоящее время в Республике Беларусь одним из применяемых для анализа стационарных и переходных процессов в активной зоне реактора программного кода является трехмерный динамический код DYN3D [1]. Он код основан на решении уравнения переноса нейтронов в диффузионном приближении. Он успешно применяется при проведении детерминистического анализа безопасности реакторов типа ВВЭР. Для моделирования процессов в активной зоне реактора с помощью кода DYN3D необходимо наличие библиотеки сечений (библиотеки констант). Библиотеку констант можно подготовить с помощью спектральных кодов, как детерминистических – HELIOS [2], ТВС-М и другие, так и Монте-Карло – Serpent [3, 4] и других.

В предыдущих исследованиях, для создания библиотеки сечений, применялся Монте-Карло код Serpent [4,5]. Данный код требует значительных временных затрат на вычисления одной ТВС. Для уменьшения расчетного времени можно использовать детерминистический код HELIOS.

Целью данной работы является создание моделей ТВС реактора типа ВВЭР в коде HELIOS-2 [6], расчет макроскопических сечений для создания библиотеки DYN3D и сравнение значений коэффициента критичности ( $k_{eff}$ ), рассчитанных в DYN3D с использованием двух библиотек сечений (рассчитанных с помощью HELIOS-2 и Serpent). За референсные значения взяты значения  $k_{eff}$  из кода Serpent.

### Литература

1. Rohde U, Kliem S, Grundmann U, Baier S, Bilodid Y, Duerigen S, Fridman E, Gommlich A, Grahn A, Holt L, Kozmenkov Y and Mittag S. **The reactor dynamics code DYN3D – models, validation and applications. Progress in Nuclear Energy.**2016. V. 89. P. 170.
2. Ovdiienko I, Ieremenko M, Kuchin A and Khalimonchuk V. **Development of cross-section library for DYN3D code J. Yaderna ta Radyatsyjna Bezpeka.** 2014. V. 4(64). P. 22.
3. Leppänen J. **Serpent – a continuous-energy Monte Carlo reactor physics burnup calculation code. User’s manual (Finland: VTT Technical Research Centre).** P. 164.
4. K. I Usheva, S. Kutsen, A. A Khruschinsky, L. Babicheu. **Generation of xs library for the reflector of vver reactor core using monte carlo code serpent. Journal of Physics: Conference Series 781:012029, 2017. DOI:10.1088/1742-6596/781/1/012029.**
5. Ушева К.И., Михалычева Э.А., Кутень С.А., Хрущинский А.А., Руденков И.В., Бабичев Л.Ф., Родионов А.Н. **Анализ аварийных сценариев, связанных с неравномерным разбавлением борной кислоты в теплоносителе первого контура. Труды 11-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 2019.**
6. Wemple, C.A.; Gheorghiu, H.-N.M.; Stamm’ler, R.J.J.; Villarino, E.A. **Recent Advances in the HELIOS-2 Lattice Physics Code. In Proceedings of the International Conference on the Physics of Reactors “Nuclear Power: A Sustainable Resource”, Interlaken, Switzerland, 14–19 September 2008.**

# Оценка Возможности Кода OpenMC для Расчета Реактивности ТВС типа IRT-4M

Умаров Ш.Б.<sup>1</sup>, Нагдиев Н.С.<sup>1</sup>, Умарова М.О.<sup>2</sup>, Тихомиров Г.В.<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

<sup>2</sup> Филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»,  
Ташкент, Узбекистан

**Ключевые слова:** IRT-4M, OpenMC, SERPENT, валидация, запас реактивности

## 1. Введение

Расчетная поддержка является важным фактором обеспечения безопасной и эффективной эксплуатации ядерных установок, в том числе исследовательских реакторов. Наиболее часто для расчетной поддержки применяются коды, реализующие метод Монте-Карло, такие как SERPENT, MCU, MCNP и, в последнее время, все чаще OpenMC. Одним из ключевых аспектов расчетной поддержки является валидация получаемых результатов, которая подтверждает, что инструмент предоставляет прогнозы параметров моделируемой системы с приемлемой точностью, а пользователь корректно решает поставленные задачи, используя этот код.

Валидация результатов моделирования обычно проводится путем сравнения данных, полученных с использованием программного обеспечения, с экспериментальными данными или результатами других расчетных кодов. В данном исследовании была проведена валидация кода OpenMC на тестовых задачах по расчету запаса реактивности для тепловыделяющей сборки (ТВС) типа IRT-4M, с последующим сравнением с результатами кода SERPENT.

## 2. Методология

### 2.1 Код OpenMC

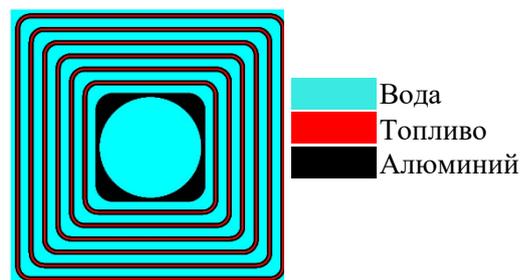
OpenMC — это разработанный мировым сообществом программа с открытым исходным кодом для моделирования переноса нейтронов и фотонов методом Монте-Карло. OpenMC был первоначально разработан членами группы вычислительной физики реакторов Массачусетского технологического института, начиная с 2011 года. В настоящее время различные университеты, лаборатории и другие организации вносят свой вклад в разработку OpenMC [1].

### 2.2 Тепловыделяющая сборка типа IRT-4M

IRT-4M — это ТВС, применяемая в активной зоне (АЗ) исследовательских реакторов бассейнового типа для создания нейтронного потока. В частности, она используется в исследовательском реакторе ВВР-СМ Института ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан. На рисунке 1 представлено горизонтальное поперечное сечение 6-трубной ТВС типа IRT-4M, использованной в исследовании, а в таблице 1 приведены ее геометрические и материальные параметры.

**Таблица 1 – Материальные и геометрические параметры ИРТ-4М [2].**

Материал сердечника	UO <sub>2</sub> -Al
Обогащение топлива изотопом <sup>235</sup> U, %	19,7
Плотность урана в сердечнике, г/см <sup>3</sup>	2,8
Содержание <sup>235</sup> U в ТВС, г	263,8 ± 13,1
Длина сердечников твэлов, см	60
Толщина сердечника твэлов, мм	0,70
Толщина оболочек твэлов., мм	0,45
Ширина зазоров между твэлами, мм	1,85
Объем сердечников твэлов см <sup>3</sup>	481



**Рис.1** ИРТ-4М, сечение «XY»

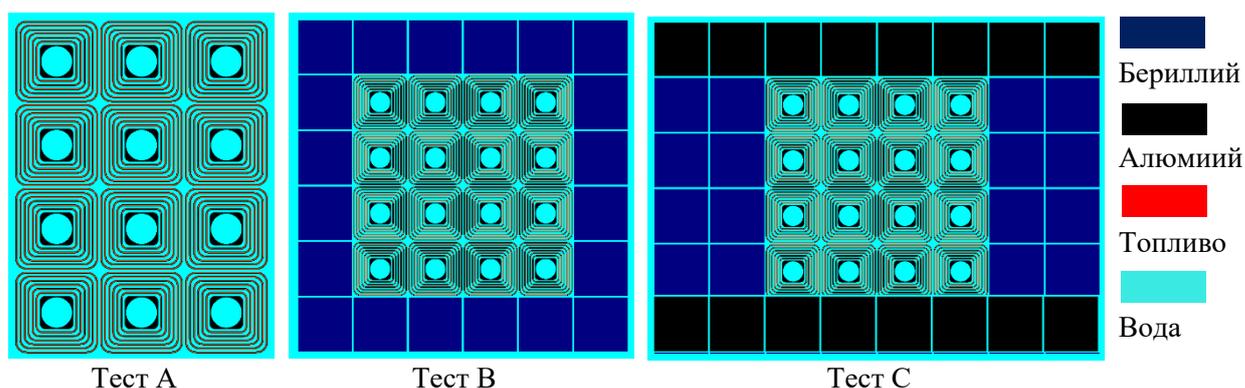
### 2.3 Описание тестовых задач

В исследовании сравнивались изменения запаса реактивности в АЗ, загруженной ТВС типа IRT-4M, при трех сценариях, основанных на тестовых задачах [3], которые различались конфигурацией отражающих материалов, геометрией и количеством ТВС в АЗ. Геометрическая конфигурация тестовых задач представлена на рисунке 2, а ядерные концентрации изотопов заданных материалов приведены в таблице 2. Во всех сценариях

управляющие стержни были выведены из АЗ, а ТВС находились в свежем, необлученном состоянии. За водяным отражателем располагалась вакуумная область.

**Таблица 2 – Ядерные Концентрации изотопов задаваемых материалов, E+24/см<sup>3</sup>**

Изотоп	<sup>1</sup> H	<sup>9</sup> Be	<sup>16</sup> O	<sup>27</sup> Al	<sup>234</sup> U	<sup>235</sup> U	<sup>238</sup> U
Топливо	0	0	5.47E-03	5.32E-02	2.73E-05	2.46E-03	2.46E-04
Алюминий	0	0	0	6.02E-02	0	0	0
Бериллий	0	1.24E-01	0	0	0	0	0
Вода	6.69E-02	0	3.34E-02	0	0	0	0



**Рис. 2.** Горизонтально поперечные сечения геометрии тестовых задач

### 3. Результаты

В ходе исследования была смоделирована ТВС типа IRT-4M в трех тестовых сценариях. В каждом сценарии проводилось моделирование с 10 000 частиц на серию при 2 000 сериях, с 20 сериями, выделенными для начальной сходимости. В расчетах использовались данные ядерных библиотек ENDF/B-7.1. В результате моделирования были получены значения эффективного коэффициента размножения нейтронов для каждого сценария, что позволило оценить запас реактивности и сравнить полученные результаты с результатами кода SERPENT. Результаты, представленные в таблице 3.

**Таблица 3 – Сравнение результатов запаса реактивности**

Код	OpenMC	SERPENT	Δ, pcm
Библиотека	ENDF/B-7.1	ENDF/B-7.1	
Тест А	1.0479	1.0481	18.20989
Тест В	1.29653	1.29574	47.02477
Тест С	1.27027	1.26973	33.48007

### 4. Заключение

Проведенная валидация кода OpenMC на основе тестовых задач с использованием ТВС типа IRT-4M продемонстрировала высокую степень соответствия результатов моделирования данным, полученным с использованием кода SERPENT. Различия в запасе реактивности не превышают 50 pcm, что находится в пределах допустимых отклонений для расчетов реактивности.

### Литература

1. Paul K. Romano and Benoit Forget. **The OpenMC Monte Carlo Particle Transport Code// Ann. Nucl. Energy. 2013. V. 51. P. 274.**
2. **Catalog description of IRT-4M fuel assembly// NCCP, 2004.**
3. Ivaxin S.V., Tikhomirov G.V. **Test problems for an IRT-type reactor with low-enriched uranium-molybdenum fuel// National Research Nuclear University MEPhI, 2012.**

## Тестовая задача: нейтронно-физическое и гидродинамическое моделирование топливной ячейки БРЕСТ-ОД-300

Чубаров М.А., Захаров М.Ю., Тихомиров Г.В.

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

*Ключевые слова: связанные расчеты, MCU, CFD, ПП «Логос», свинец*

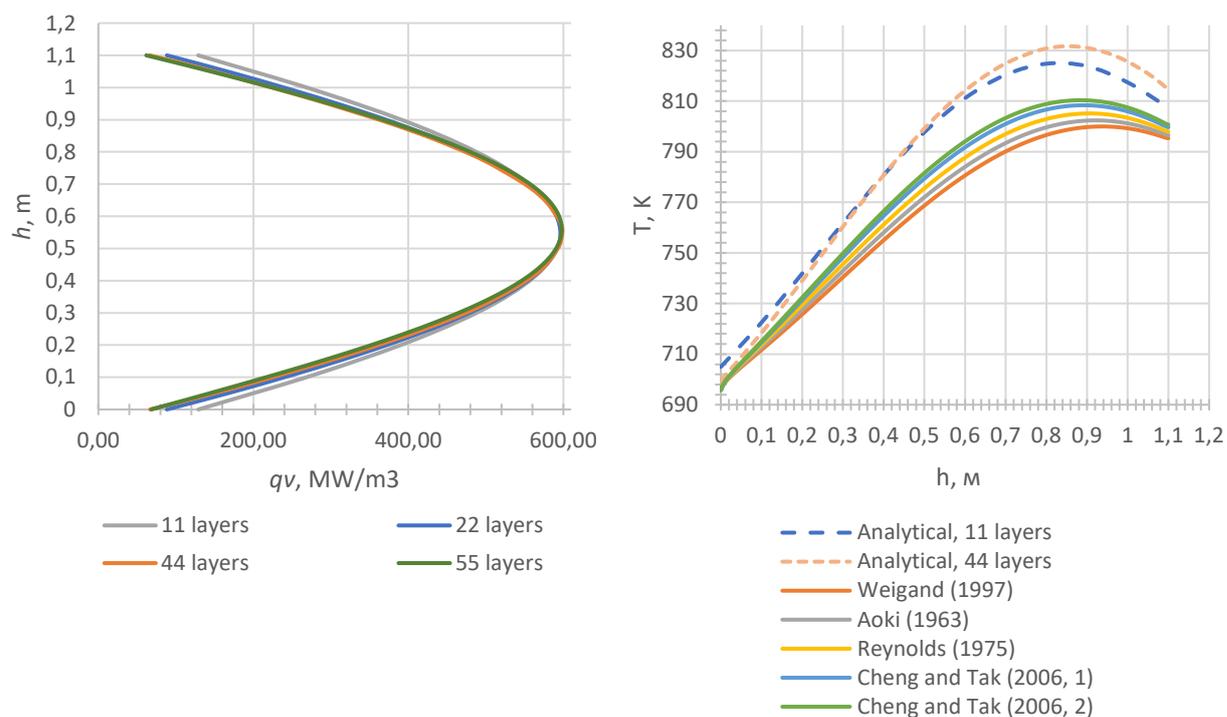
Отсутствие в настоящее время опыта эксплуатации реакторов Поколения IV и ограниченный набор экспериментальных данных являются следствием необходимости разработки тестовых задач для анализа и обоснования безопасности реакторов нового поколения, а также верификации методов и программных средств для осуществления расчетов. В условиях современного развития ядерной энергетики, одним из наиболее перспективных направлений является создание реакторов с быстрыми нейтронами и свинцовым теплоносителем (LFR). Для обоснования безопасности и совершенствования проектирования таких реакторов необходимы методики, позволяющие проводить точное моделирование нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в активной зоне. Основной целью исследования было создание тестовой задачи для связанного нейтронно-физического и теплогидравлического моделирования топливной ячейки активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300. Данная работа представляет собой вклад в создание наборов тестовых задач для моделирования процессов в реакторах типа LFR, которые играют ключевую роль в достижении целей международного проекта Generation IV [1].

На первом этапе осуществлялось нейтронно-физическое моделирование с использованием кода MCU-FR, основанного на методе Монте-Карло. В рамках анализа была проведена оценка различных вариантов аксиального разбиения топливной ячейки, при этом оптимальным оказалось разбиение на 44 слоя, что значительно минимизировало неопределённость вычисления удельного энерговыделения. Результаты расчета приведены на рис.1.

На втором этапе для теплогидравлического моделирования использовался отечественный CFD-код ЛОГОС [2]. CFD-моделирование имеет достаточно высокую вычислительную нагрузку, в связи с чем на практике для обоснования безопасности объектов использования ядерной энергии чаще применяются каналные коды, требующие меньших вычислительных ресурсов. Но в таких кодах используется приближенные модели (в частности, уравнение Эйлера, вместо уравнения Навье-Стокса), которые недостаточно хорошо моделируют турбулентность, в связи с чем не превосходят CFD-коды по точности и детальности физической информации. Более того, применяемые в каналных кодах эмпирические модели и допущения вообще могут быть несостоятельными в случае наличия различных трехмерных эффектов, вызванных вихревыми и поперечными движениями теплоносителя, возникающими в активной зоне реактора [3].

Входные данные по удельному энерговыделению, полученные из нейтронно-физического расчета, были использованы для расчета аксиальных температурных профилей компонентов ячейки (топлива, оболочки твэла, свинца и гелия). В рамках CFD-моделирования рассматривались различные корреляции турбулентного числа Прандтля для свинцового теплоносителя. В результате сравнения полей температур с аналитическими значениями, установлено, что использование корреляции турбулентного числа Прандтля Ченга и Така [4] при CFD моделировании позволяет получить наиболее консервативные оценки температур. А выбор конкретной корреляции может внести общий вклад в неопределенность полученных значений порядка 1%.

На финальном этапе были проведены итерационные расчеты, при которых результаты нейтронно-физического и теплогидравлического моделирования использовались для взаимной корректировки. Выбранный подход позволил добиться высокой точности моделирования при минимальных вычислительных затратах, а полученные результаты в данной тестовой задаче могут использоваться для проведения кросс-верификации в других расчетных кодах.



**Рис.1.** Результаты моделирования: аксиальное удельное энерговыделение (слева) и температура оболочки ТВЭЛ (справа)

### Литература

1. Jin X. et al. **Core design and reactivity control optimization of small lead-cooled reactor LFR-180** //Nuclear Engineering and Design. 2024. V. 419. P. 112950.
2. РФЯЦ-ВНИИЭФ: Пакет программ Логос // ЛОГОС URL: <http://logos.vniief.ru/> (дата обращения: 22.04.2024).
3. Chen G. et al. **Research on the subchannel analysis method via CFD analysis for PWR** //Nuclear Science and Engineering. 2017. V. 188 (3). P. 270.
4. Cheng X., Tak N. I. **CFD analysis of thermal–hydraulic behavior of heavy liquid metals in sub-channels** //Nuclear Engineering and Design. 2006. V. 236 (18). P. 1874.

## Секция 5. Ядерное образование и управление ядерными знаниями

### Формирование и поддержание культуры безопасности как элемент управления знаниями

**Вон А.А., Василишин АЛ.**

*Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия*

*Ключевые слова: культура безопасности, регулирующий орган, ядерная энергетика, ядерные знания*

С конца второй половины XX-го века, среди множества важных уроков, усвоенных в сфере ядерной безопасности, одним из наиболее значимых оказался урок о том, что влияние человеческого фактора на безопасность в области использования атомной энергии ничуть не меньше, чем любые технические аспекты и проблемы, возникающие в ходе технологических процессов и операций. Поэтому сегодня, формирование высокой культуры безопасности (далее – КБ) является одним из основополагающих принципов системы менеджмента для любой организации в контуре атомной промышленности, а также регулирующего органа.

Культура безопасности регулирующего органа является предметом публикации АЯЭ ОЭСР – так называемого зеленого буклета, выпущенного в 2016 г. [1]. Зеленый буклет содержит пять принципов здоровой культуры безопасности, которые и легли в основу Заявления о политике по культуре безопасности в области государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии (далее – Заявление о политике), разработанного в 2019 году [2]. В Заявлении о политике определено понятие КБ, цели и задачи Ростехнадзора в области КБ, а также принципы, которыми руководствуется Ростехнадзор при реализации мероприятий по совершенствованию собственной КБ.

В соответствии с Заявлением о политике [2] одной из первоочередных задач Ростехнадзор считает проведение самооценки уровня КБ организации, поскольку она может оказаться эффективным инструментом для понимания того, каким образом может поддерживаться и обеспечиваться устойчивость в развитии безопасности, выявить слабые места, способные приводить к ухудшению функционирования всего предприятия, а также определить приоритетные направления поддержания и развития КБ в области государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

Первым шагом в данном направлении стала пилотная самооценка КБ в организации научно-технической поддержки Ростехнадзора – ФБУ «НТЦ ЯРБ».

В качестве основного подхода к проведению самооценки было выбрано проведение анкетирования. С учетом подходов МАГАТЭ и АЭЯ ОЭСР к формированию, поддержанию и проведению оценки КБ, изложенных в публикациях [1], [3, 4, 5, 6], а также учитывая специфику учреждения, был разработан перечень вопросов для проведения самооценки КБ.

Номера вопросов	Вопросы	Оцените соответствие вопросу по шкале от 1 до 5, где 5 наибольшее соответствие, 1 наименьшее соответствие
1	Понятно ли вам назначение «Заявления о политике Ростехнадзора по культуре безопасности в области государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии» (далее – Заявление КБ)?	1 2 3 4 5 <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/>

**Рис.1А.** Пример вопроса анкеты

Принцип	Признак	Общая оценка	Общая оценка принципа
1. Лидерство в вопросах, связанных с безопасностью, проявляют руководители всех уровней	1. Безопасность «прежде всего» является руководящим принципом в регулирующем органе	4,26	4,25
	2. Все лидеры в регулирующем органе демонстрируют приверженность безопасности в их решениях и поведении	4,27	
	3. Лидеры создают окружающую обстановку для позитивного развития культуры безопасности	4,14	
	4. Лидеры ясно определяют роли отдельных лиц, обязанности и полномочия	4,36	
	5. Лидеры обеспечивают наличие необходимых ресурсов, чтобы выполнить миссию безопасности	4,21	

**Рис.1Б.** Пример структуры опроса

Самооценка КБ в ФБУ «НТЦ ЯРБ» проводилась дважды: в 2019 г. (пилотная самооценка) и в 2022 г. (повторная самооценка). Во время повторной самооценки анкета была модернизирована и включала в себя 105 вопросов с развернутыми вариантами ответов, ранжированных по их вкладу в итоговое значение. Все вопросы принимались как равновесные, то есть вносящие равный вклад в оценку КБ. Для каждого вопроса были разработаны 5 стандартных ответов. Самооценка КБ

учреждения в форме анкетирования и дальнейшей обработки данных проводилась в течение 2 календарных месяцев.

Первоначально была определена рабочая группа по проведению самооценки КБ. Методом случайной выборки из персонала, присутствующего на рабочих местах, рабочей группой была сформирована представительная группа работников в количестве 67 человек, что составило 20% от штатной численности учреждения на момент проведения анкетирования. В число опрашиваемых вошли сотрудники учреждения, чья профессиональная деятельность связана с научной работой, а также специалисты и инженеры.

В ходе проведения оценки КБ, каждому из участников представительной группы по электронной почте учреждения была направлена подготовленная анкета. Рассылка всем участникам производилась в один и тот же день, с краткими комментариями по порядку заполнения и представления анкеты. На ответы на вопросы и представление анкеты было отведено 7 рабочих дней.

По итогам повторной самооценки КБ в ФБУ «НТЦ ЯРБ» проведен сравнительный анализ с результатами пилотной самооценки. Во всех принципах наблюдается заметный рост средних значений оценки, что привело к повышению итогового значения уровня КБ с 3,94 (удовлетворительно) до 4,12 (хорошо), что в свою очередь означает, эффективность выполнения плана мероприятий, направленных на совершенствование КБ, который был предложен и утвержден по итогам пилотной самооценки.

	Пилотная самооценка (2019 год)	Повторная самооценка (2022 год)
Количество вопросов	168 вопросов	105 вопросов
Опрошено респондентов	58 человек	65 человек
Количество признаков «удовлетворительно»	16 признаков	3 признака
Количество признаков «хорошо»	5 признаков	18 признаков
Общая оценка КБ	3,94 - удовлетворительно	4,12 - хорошо

**Рис.2.** Сравнение результатов самооценок

С учетом анализа результатов проведения повторной самооценки и обратной связи от респондентов, был определен новый план мероприятий, а также ряд рекомендаций, внедрение и исполнение которых рассчитано до 2025 года, после чего будет проведена очередная самооценка КБ.

Формирование и поддержание высокого уровня безопасности является целью всех организаций, занимающихся атомной энергетикой, и, как показывает опыт, для этого необходима здоровая культура безопасности, поскольку она имеет важное значение для общей эффективности в достижении безопасности. При этом культура безопасности зависит от многих факторов, среди которых есть элементы характерные для национального контекста и специфики предприятий. Поэтому важно, чтобы ядерное сообщество уделяло особое внимание для выявления и изучения этих элементов, чтобы осознать их потенциальное влияние на безопасность и разработать путь к поддержанию высокого уровня культуры безопасности.

## Литература

1. **The Safety Culture of an Effective Nuclear Regulatory Body, OECD 2016, NEA No. 7247, nuclear energy agency organization for economic cooperation and development.**
2. **Заявление о политике по культуре безопасности в области государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии, 2017, Ростехнадзор.**
3. **Leadership and Management for Safety, No. GSR Part 2, 2016, IAEA.**
4. **Use of a Graded Approach in the Application of the Management System Requirements for Facilities and Activities, IAEA-TECDOC-1740, 2014, IAEA.**
5. **Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture, INSAG-15, 2002, IAEA.**
6. **Country-Specific Safety Culture Forum: Sweden, OCED, 2018, NEA.**

# Восстановление забытых атомных знаний СССР как часть новой индустриализации РФ

Стародубцев И.А., Фёдоров В.В.

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

**Ключевые слова:** ядерные знания, история атомной промышленности, забытые атомные технологии в гражданской отрасли, народного хозяйства

Одна из критически важных целей — это быстрая наукоёмкая индустриализация в отраслях, обеспечивающих технологический суверенитет РФ. Требуется множество разноплановых технологий, которые нужно создать в условиях дефицита времени, ресурсов и компетенций. К счастью, многие такие технологии не надо разрабатывать «с нуля», т.к. они были созданы и в той или иной степени применялись в СССР [1], [2], [3], но были забыты или утрачены в период с 1991 г. по настоящее время.

1. Многие технологии, вновь ставшие актуальными, возникли в недрах Атомного проекта СССР, причём во многих случаях — с участием сотрудников МИФИ. Современные студенты МИФИ ничего не знают об этом.

2. Современные студенты осваивают огромный объём знаний, но плохо ориентируются в потребностях различных отраслей промышленности, включая даже новые виды деятельности Росатома, на которые уже сегодня приходится порядка 40% оборота госкорпорации (можно предположить, что их доля и разнообразие будут только возрастать).

3. Ознакомление студентов с разнообразным применением атомной энергии, с учетом опыта СССР в самых разных отраслях даст сразу несколько преимуществ:

- усиление связи между теорией и универсальными знаниями, с одной стороны, и практикой разработки и внедрения атомных технологий в более традиционных отраслях — с другой;
- выработка и закрепление шаблонов инженерного мышления студентов;
- разностороннее знакомство с историей СССР и осознание полезности погружения в историю науки, техники, системы госуправления, отраслей экономики и отношения разных социальных групп к запредельно передовым разработкам атомных учёных и инженеров;
- разрушение ложных представлений о послевоенной истории СССР как об эпохе застоя и растущего отставания во всех отраслях;
- накопление идей, которые можно перезапустить на новой технологической основе или применить в другой предметной области;
- ускорение разработки новых технологий (см. ниже).

4. Забытые атомные технологии для народного хозяйства, которые представляют интерес сегодня, можно разбить на несколько групп:

- технологии готовы, требуется только их внедрение на предприятиях, с учетом актуальной федеральной и международной законодательной базы ядерной безопасности;
- то же, но их надо сделать более эффективными за счёт цифровизации, использования развития научно-технологической базы;
- технологии, требующие перезапуска на существенно иной технологической основе;
- можно лишь идею и/или концепцию, но переизобрести ее заново.

Таким образом будут соединено классическое обучение и исторический подтекст использования получаемых знаний.

5. Встраивать исторические знания в учебный процесс может быть проблематичным, поскольку может требовать серьезной переработки Федеральных государственных образовательных стандартов. Вместо этого можно использовать процессы профориентации, но нацелить их на школьников и студентов. Некоторые перспективные направления [1], [2], [3]:

- Ядерные реакторы и ядерная энергетика (исследовательские, малая атомная энергетика (транспортабельные атомные станции и атомные станции малой мощности (стационарные)), атомные станции теплоснабжения и промышленные реакторы);
- Атомная энергетика для транспортных целей (исследование космоса, потребности флота);

- Фундаментальные исследования (ускорители заряженных частиц, физика высоких энергий, синхротроны, ускорители тяжелых ионов, методы синтеза и свойства трансурановых элементов, управляемый термоядерный синтез);
- Атомное материаловедение и химия (металлургическое и пр. производство);
- Ядерные технологии в науке и народном хозяйстве (ядерное приборостроение, ядерная энергия в биологии и медицине, ядерная энергия в сельском хозяйстве, ядерная энергия для производства товаров широкого потребления, радиационная техника).

Институт фундаментальных проблем социально-гуманитарных наук НИЯУ МИФИ ставит перед собой задачу поэтапное решение этих задач. Оно может затронуть не только высшее, но и школьное образование, внедрением профориентационных маршрутов в сфере атомной отрасли РФ.

- Многократно увеличить количество мероприятий на атомных объектах (экскурсии, выездные практики, семинары): профильные предприятия, АЭС, музеи;
- Лекции, занятия в ВУЗах с участием приглашенных специалистов;
- Уклон работы отдела кадров для работы со студентами и выпускниками ВУЗов – обратная связь, консультации, конкурентоспособная заработная плата;
- В НИЯУ МИФИ – запуск ИРТ и создание семинаров, в том числе по управлению ядерными установками;
- Переориентировать курс истории (возможно, и другие дисциплины, объяснять даже на первых курсах для чего изучается тот или иной предмет, где он используется в атомной отрасли) в ВУЗе, повысить количество часов. Использовать современные педагогические методики: дискуссии, квиз, дебаты, исторические экскурсии, реконструкции, творческие выездные вечера;
- Воссоздание атмосферы важности и полезности для страны атомной промышленности, вызвать чувство вовлеченности в огромный проект, призванный изменить объективную реальность.

Таким образом будут соединено классическое обучение и исторический подтекст использования получаемых знаний.

### Литература

1. Щелкин. К.И. **Советская атомная наука и техника. Москва: Атомиздат, 1967. 391 с.**
2. Абкин А.Д., Агапова Н.П., Александров А.П. и др. **Атомная наука и техника в СССР. Москва: Атомиздат, 1977. 359 с.**
3. Альбом / Авт.-сост. В. Ф. Калинин. **Атом неисчерпаем. 2-е изд., перераб. и доп. Москва: Атомиздат, 1981. 200 с.**