

НАЦИОНАЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ НАУК БЕЛАРУСИ
ГОСУДАРСТВЕННОЕ НАУЧНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
«ОБЪЕДИНЕННЫЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ И ЯДЕРНЫХ
ИССЛЕДОВАНИЙ – СОСНЫ»
МЕЖДУНАРОДНЫЙ СОЮЗ ВЕТЕРАНОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
И ПРОМЫШЛЕННОСТИ

МЕЖДУНАРОДНЫЙ НАУЧНЫЙ СЕМИНАР
«ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ
БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ И РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ»
В ПРЕДДВЕРИИ ПРАЗДНОВАНИЯ 60-ЛЕТИЯ НАУЧНОГО УЧРЕЖДЕНИЯ
«ОИЭЯИ – СОСНЫ»

Круглый стол Международного союза ветеранов атомной
энергетики и промышленности
«Ядерная энергетика и ее место в энергетическом балансе регионов»

ДОКЛАДЫ

Минск
20 – 22 мая 2025 г.

Минск, 2025

УДК 621.039

Международный научный семинар «Перспективные направления развития энергетической безопасности ядерных и радиационных технологий» в преддверии празднования 60-летия научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны». Круглый стол Международного союза ветеранов атомной энергетики и промышленности «Ядерная энергетика и ее место в энергетическом балансе регионов»: доклады, Минск, 20–22 мая 2025 г. / Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси. – Минск: Научное учреждение «ОИЭЯИ – Сосны». – Минск, 2025. – 63 с. ISBN. 978-985-6477-63-1

Доклады посвящены вопросам проектирования и эксплуатации АЭС, моделирования процессов в атомной энергетике, обращения с радиоактивными отходами, ядерной и радиационной безопасности ядерных установок, ядерно-физических технологий, деятельности коммуникативных сообществ, лицензирования в области использования атомной энергии.

Доклады представлены в авторском изложении.

Редакционная коллегия:

канд. физ.-мат. наук А.В. Кузьмин, докт. техн. наук А.Г. Трифонов,
канд. техн. наук А.Г. Лукашевич.

© Государственное научное учреждение
«Объединенный институт энергетических и
ядерных исследований – Сосны»
Национальной академии наук Беларуси, 2025

**РАЗРАБОТКА РЕКОМЕНДАЦИЙ ПО ИЗВЛЕЧЕНИЮ,
КОНДИЦИОНИРОВАНИЮ И УПАКОВКЕ ОТРАБОТАВШИХ ЗАКРЫТЫХ
ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ, НАХОДЯЩИХСЯ НА
ДОЛГОВРЕМЕННОМ ХРАНЕНИИ В ХРАНИЛИЩАХ КОЛОДЕЗНОГО ТИПА
СПЕЦПРЕДПРИЯТИЯ УП «ЭКОРЕС»**

**Кузьмина Н.Д., Михалычева Э.А., Горбачева Н.В., Орловская В.И.,
Мороз И.О., Корчева Ю.А.**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
Национальной академии наук Беларуси, г. Минск, Республика Беларусь*

Введение

Стратегия обращения с радиоактивными отходами [1], утвержденная постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 15.02.2023 № 128, предусматривает сооружение в Республике Беларусь централизованного пункта захоронения модульного типа для всех видов имеющихся и образуемых в стране радиоактивных отходов (РАО). Одним из источников поступления РАО на централизованный пункт захоронения являются институциональные РАО, перемещаемые из специализированного предприятия по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» (далее – спецпредприятие УП «Экорес»).

Основной целью обращения с РАО является их надежная изоляция, обеспечивающая радиационную безопасность человека и окружающей среды на весь период потенциальной опасности РАО.

Система нормативного регулирования безопасности при обращении с РАО должна регламентировать требования к обеспечению безопасности:

- на различных этапах подготовки РАО к их захоронению/долговременному хранению, включая их сбор и сортировку в соответствии с принятой классификацией, переработку, кондиционирование, хранение и транспортирование;
- при захоронении РАО.

Технические и организационные мероприятия по обращению с РАО вплоть до их захоронения должны реализовываться на основе результатов анализа характеристик РАО и критериев приемлемости РАО для их захоронения/долговременного хранения.

Целью данной работы является выработка рекомендаций по извлечению, кондиционированию и упаковке отработавших закрытых ИИИ, находящихся на долговременном хранении в хранилищах колодезного типа спецпредприятия УП «Экорес».

К разработке технических решений была привлечена ведущая российская организация – интегратор Госкорпорации «Росатом» по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов и обращению с сопутствующими радиоактивными отходами – АО «ТВЭЛ».

Краткая информация о спецпредприятии УП «Экорес»

Спецпредприятие УП «Экорес» создано в 1963 г. для размещения РАО от деятельности исследовательского реактора Института ядерной энергетики Академии наук БССР. В 1999–2013 гг. проведена реконструкция объекта с перепрофилированием его в пункт хранения РАО.

При эксплуатации спецпредприятия УП «Экорес» в хранилищах «первого» и «второго» поколения было накоплено значительное количество отработавших закрытых источников ионизирующего излучения (ИИИ), используемых в медицине, науке, промышленности и других сферах. Для хранения отработавших свой ресурс закрытых ИИИ с 2003 г. введено в эксплуатацию хранилище колодезного (скважинного) типа, которое оборудовано 11 колодцами

для загрузки отработавших закрытых ИИИ различного радионуклидного состава (6 колодцев для гамма- и 4 для альфа- и бета-излучающих источников, 1 – для нейтронных источников) [1].

По результатам проведенного в 2019 г. комплексного инженерного и радиационного обследования хранилищ РАО «первого» и «второго» поколения проведена оценка остаточных ресурсов их строительных конструкций, которые составляют от 18 до 27 лет. До истечения указанного срока законсервированные, а также действующие хранилища подлежат выводу из эксплуатации. В связи с этим необходимо поэтапно выполнить работы по извлечению из них РАО с последующим приведением в формы, удовлетворяющие критериям приемлемости для захоронения в планируемом к сооружению пункте захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) [1].

Разработка технологий извлечения и переработки РАО из хранилищ спецпредприятия УП «Экорес» усложняется необходимостью проведения работ в напряженных радиационных условиях при обращении с самой разнообразной номенклатурой радиоактивных веществ, представляющих собой конгломерат из различных материалов (пластмасса, стекло, металл, ветошь и т.д.), загрязненных как короткоживущими, так и долгоживущими радионуклидами, включая закрытые ИИИ гамма- и нейтронного излучения, радиоизотопные извещатели дыма, содержащие ^{239}Pu , соли ^{226}Ra и т.д.

Наиболее трудноразрешимой задачей являются технологии извлечения из хранилищ колодезного типа (инв. №№ 369, 422, 423, 424), размещенных в хранилищах «второго поколения» спецпредприятия УП «Экорес». При загрузке в хранилища колодезного типа инв. №№ 369, 422, 423 сортировка ИИИ по активности и периоду полураспада не выполнялась, поэтому в них размещено значительное количество долгоживущих источников ^{226}Ra . В связи с потерей герметичности оболочек источников ^{226}Ra и выходом радона в высоких концентрациях, в хранилищах инв. №№ 422, 423, 424 в 2003 году силами специалистов ФГУП «РАДОН» были выполнены работы по включению отработавших ИИИ в металлическую матрицу – сплав Розе (олово – 25 %, свинец – 25 %, висмут – 50 %). Работы по иммобилизации отработавших ИИИ в металлическую матрицу в хранилище инв. № 369 не были проведены по причине того, что технологический канал колодца в хранилище инв. № 369 в период эксплуатации был закупорен застрявшим длинномерным источником, после чего был заполнен металлической (свинцовой) дробью.

Анализ основных требований к обеспечению безопасности при захоронении радиоактивных отходов

Передаваемые на захоронение РАО должны соответствовать общим критериям приемлемости для захоронения, установленным нормами и правилами по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» [3]. Общие критерии приемлемости РАО для захоронения определяют требования, достаточные для передачи их в эксплуатирующую ПЗРО организацию. Методы и средства приведения РАО в соответствие критериям приемлемости для захоронения, в том числе методы и средства переработки и кондиционирования РАО, включая изготовление упаковки РАО, а также порядок, объем, методы и средства контроля характеристик РАО на их соответствие критериям приемлемости, устанавливаются в проектной и (или) эксплуатационной документации организации, в результате деятельности которой образовались РАО, и (или) специализированной организации по обращению с РАО, осуществляющей переработку и кондиционирование РАО [2].

Согласно нормам и правилам по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» [3], кондиционирование РАО – операции по изготовлению упаковки РАО, приемлемой для манипулирования, хранения, перевозки, долговременного хранения и (или) захоронения. Конструкция контейнера и его конструкционные материалы должны обеспечивать сохранение его прочностных характеристик и герметичности в период обращения с упаковкой РАО.

Выбор конструкции контейнера (размеры, механическая прочность, тип уплотнений и строповочных устройств) и конструкционных материалов контейнера осуществляется исходя из выполняемых контейнером функций при кондиционировании РАО и требуемого периода сохранения его целостности. Конструкционные материалы контейнеров и материалы, используемые для покрытия их поверхностей, должны обладать минимальной сорбционной способностью по отношению к радионуклидам, коррозионной и радиационной стойкостью, термической устойчивостью, легко дезактивироваться. Целесообразно использование унифицированных по типу и размеру контейнеров.

Отработавшие свой ресурс закрытые ИИИ захораниваются в составе упаковки РАО, если иное не установлено критериями приемлемости для определенного ПЗРО. Требования к упаковкам РАО для захоронения и контейнерам (упаковочным комплектам) приведены в документе [2]. Упаковки РАО всех классов при обращении с ними при нормальной эксплуатации ПЗРО должны сохранять целостность и ограничивать выход ионизирующего излучения и радиоактивного содержимого пределами, установленными согласно приложению 1 к документу [2]. Тепловыделение и активность отработавших свой ресурс закрытых ИИИ не должны приводить к снижению механических, защитных и изолирующих характеристик упаковки РАО, содержащей отработавшие свой ресурс закрытые ИИИ, относительно пределов, установленных в соответствии с приложением 1 к документу [2].

В соответствии с РБ-155-20 [4], в целях подтверждения соответствия РАО критериям приемлемости для захоронения рекомендуется использовать следующие подходы:

- определение характеристик и свойств РАО до их кондиционирования и в процессе кондиционирования;
- контроль соответствия параметров технологических процессов, в том числе сбора, сортировки, переработки и кондиционирования РАО требованиям, установленным в проектной документации объекта, на котором происходит обращение с РАО, и (или) в эксплуатационной документации организации, в результате деятельности которой РАО образовались, или специализированной организации по обращению с РАО;
- определение характеристик упаковки РАО методами неразрушающего контроля (например, мощность дозы излучения, уровень радиоактивного загрязнения поверхности, масса);
- определение характеристик РАО на основе расчетных количественных оценок (например, плотность, содержание химических токсичных веществ);
- визуальный осмотр упаковки РАО.

Основополагающим элементом системы обращения с РАО является их классификация. В соответствии с нормами и правилами по обеспечению ядерной и радиационной безопасности [3], способ захоронения отработавших закрытых ИИИ (приповерхностное или глубинное) определяется исходя из классификации отработавших закрытых ИИИ по степени радиационной опасности (категории 1–5), а также периода полураспада радионуклидов, содержащихся в РАО, и тепловыделения РАО. Отнесение ИИИ к категориям по степени радиационной опасности осуществляется пользователем ИИИ или эксплуатирующей организацией в соответствии с требованиями документа [5].

Основные подходы и рекомендации применительно к разработке технологии извлечения, кондиционирования и упаковке отработавших закрытых ИИИ из хранилищ спецпредприятия УП «Экорес»

Анализ имеющихся данных о хранилищах РАО спецпредприятия УП «Экорес» [6–8] показал, что при освобождении хранилищ отработавших закрытых ИИИ спецпредприятия УП «Экорес» будут образовываться следующие виды РАО с точки зрения морфологического состава: отработавшие закрытые ИИИ в защитных блоках (контейнерах); отработавшие закрытые ИИИ без защитных блоков (контейнеров); отработавшие закрытые ИИИ в металлической матрице (металлоблоки).

На основании проведенного анализа упаковок для кондиционирования и захоронения (долговременного хранения) РАО в Российской Федерации [9–14] для целей настоящей работы для захоронения отработавших закрытых ИИИ в защитных блоках и без них предлагается использовать контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН, предназначенный для транспортирования, хранения и захоронения отработавших закрытых ИИИ. Контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН разработан и сертифицирован специалистами ФГУП «РАДОН» [12, 13].

Для хранения отработавших закрытых ИИИ в металлической матрице (металлоблоки) предлагается использовать перспективный контейнер УКХ ПВ, который в настоящее время находится на стадии разработки [14].

Контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН

Для решения проблемы сбора, хранения и последующей передачи национальному оператору для захоронения отработавших закрытых ИИИ внедрена технология обращения с такими ИИИ на базе специализированного упаковочного комплекта КМЗ-РНИ-РАДОН. Данный упаковочный комплект, в отличие от хранилища колодезного типа, обеспечивает возможность:

- извлечения упаковки РАО из хранилища в конце периода хранения;
- размещения упаковки РАО в дополнительный контейнер или переупаковку при необходимости;
- транспортирования упаковки РАО на захоронение;
- обращения с упаковкой РАО при захоронении.

Упаковочный комплект состоит из внутреннего защитного контейнера, имеющего емкость для размещения источников, окруженную биологической защитой из свинца, толщиной 250–300 мм. Для загрузки отработавших закрытых ИИИ предусмотрена изогнутая загрузочная труба, закрываемая пробкой. Для защиты от воздействия факторов окружающей среды и унификации операций по обращению с РАО внутренний защитный контейнер размещен в защитном контейнере, внешне идентичном стандартному металлическому контейнеру для РАО типа КМЗ-РАДОН. Биологическая защита из свинца позволяет достигнуть мощности эквивалента дозы гамма-излучения на поверхности упаковочного комплекта и на расстоянии 1 м, не превышающей предел в 0,1 мЗв/ч.

Формирование упаковки на основе контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН требуется выполнять в условиях постоянного радиационного контроля. При достижении МЭД на расстоянии 0,1 м от любой точки контейнера величины 2 мЗв загрузку отработавших ИИИ в данный контейнер следует прекратить.

Общий вид контейнера приведен на рисунке 1, характеристики контейнера – в таблице 1.

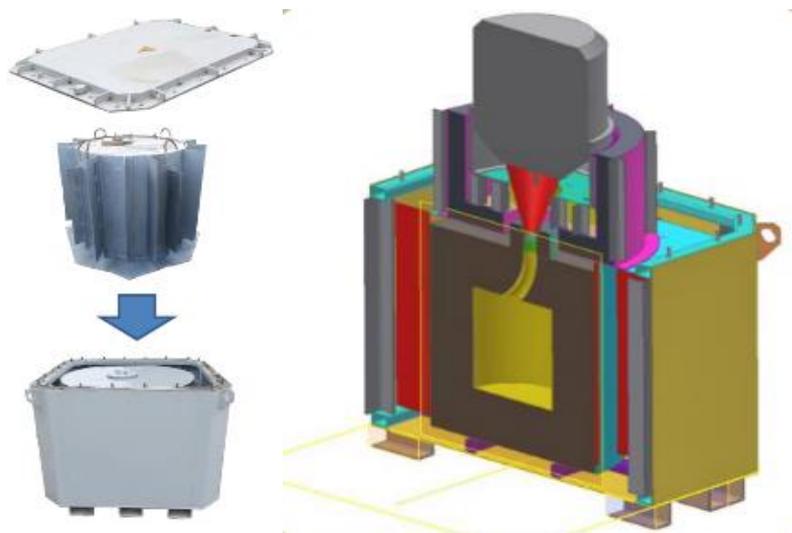


Рисунок 1. Конструкция контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН

Таблица 1 – Характеристики контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН

Характеристики	Показатель
Объем внутреннего резервуара для отработавших ИИИ, м ³	0,08
Номинальная активность, Бк	3,70E+15
Максимальные габариты единичного отработавшего ИИИ, мм	Ø38×200
Масса пустого упаковочного комплекта, т	9,0
Масса заполненного упаковочного комплекта, т	10,0
Внешние размеры (длина×ширина×высота), мм	1650×1650×1375

Контейнер УКХ ПВ

Контейнер УКХ ПВ, находящийся в настоящее время на стадии разработки в Российской Федерации, предназначен для хранения отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС), а также пеналов с остеклованной высокоактивной короткоживущей фракцией РАО от переработки отработавшего ядерного топлива Белорусской АЭС. Предполагается, что контейнер УКХ ПВ будет оснащен двумя видами вставок – дистанцирующей решеткой, позволяющей размещать в нем либо отработавшие ТВС, либо пеналы объемом 100 л, содержащие остеклованные РАО [14].

В рамках данной работы контейнер УКХ ПВ предлагается использовать для временного хранения отработавших закрытых ИИИ в металлической матрице (металлоблоки), извлеченных из хранилищ спецпредприятия УП «Экорес», при условии изменения конструкции вставки – дистанцирующей решетки. Отработавшие закрытые ИИИ, включенные в металлическую матрицу, предлагается извлекать одним блоком и размещать целиком в контейнер УКХ ПВ, который после заполнения направляется на временное хранение на площадку планируемого ПЗРО.

Альтернативным решением для организации долговременного хранения металлоблоков, извлеченных из хранилищ УП «Экорес», может быть изготовление с учетом геометрических размеров и активности РАО соответствующего контейнера по индивидуальному заказу. Также не должен исключаться из рассмотрения вариант отложенного решения, что позволит вернуться к вопросу дальнейшего обращения с РАО через определенное время в случае положительных предпосылок (наличие эффективных технологий, экономические факторы).

Общий вид контейнера приведен на рисунке 2, характеристики контейнера – в таблице 2.



Рисунок 2. Предполагаемая конструкция двухцелевого контейнера УКХ ПВ со вставкой для хранения ОТВС и вставкой для хранения пеналов с остеклованными ВАО

Таблица 2 – Характеристики контейнера УКХ ПВ

Характеристики	Показатель
Материал основного корпуса	Высокопрочный чугун с шаровидным графитом
Диаметр, мм	2 900,0
Высота с демпферами, мм, не более	7 174,0
Толщина стенки корпуса, мм, не менее	235,0
в районе цапф, мм, не менее	190,0

В целях соблюдения требований безопасности при захоронении РАО по подтверждению способности упаковки ограничивать воздействие РАО на человека и окружающую среду проведен анализ соответствия упаковок РАО критериям приемлемости для захоронения. Согласно нормам и правилам по обеспечению ядерной и радиационной безопасности конструкция контейнера и его конструкционные материалы должны обеспечивать сохранение его прочностных характеристик и герметичности в период обращения с упаковкой РАО [2].

Проведенный анализ показывает, что конечная упаковка РАО (контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН), соответствуют общим критериям приемлемости для захоронения. Контейнер УКХ ПВ. изначально проектируется для временного хранения РАО и не предназначен для захоронения.

Ниже приведены последовательности взаимосвязанных операций (производственно-технологические цепочки (ПТЦ)) по обращению с различными типами закрытых отработавших ИИИ, которые рекомендуется выполнять для приведения РАО в соответствие с критериями приемлемости и передаче их на захоронение.

На рисунке 3 приведена ПТЦ № 1 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ в защитном блоке».

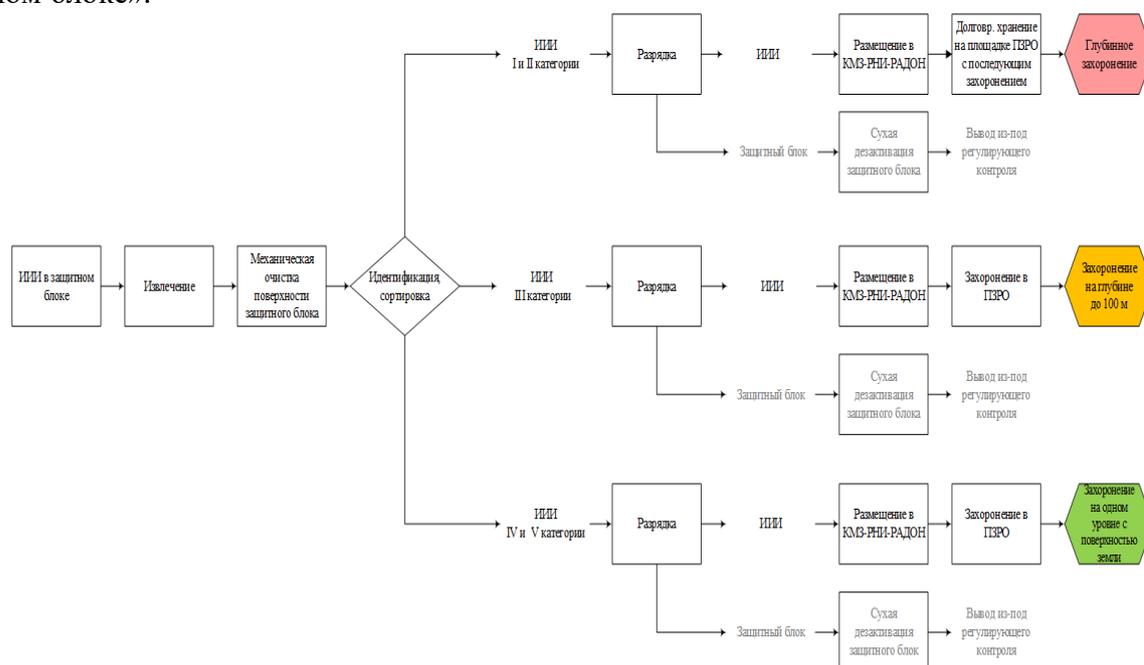


Рисунок 3 ПТЦ № 1 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ в защитном блоке»

Активность отработавшего закрытого ИИИ устанавливается либо расчетным методом по паспортным данным (при возможности идентификации конкретного ИИИ), либо методом спектрометрического анализа (при невозможности идентификации).

Извлеченные отработавшие закрытые ИИИ разряжаются в контейнер, аналогичный по характеристикам контейнеру КМЗ-РАДОН, с постоянным контролем значения показателя А/Д

(активность ИИИ, приведенная к показателю опасности радионуклида для каждого отдельно взятого радионуклида) и определением категории по степени радиационной опасности в соответствии с документом [5]. После заполнения отработавшими закрытыми ИИИ и заполнения приемной емкости иммобилизирующим материалом контейнеры типа КМЗ-РНИ-РАДОН отправляют на временное хранение (захоронение) по достижении предельного уровня заполнения или предельного уровня активности.

Защитные блоки (контейнеры) отработавших ИИИ отправляются на сухую дезактивацию, (например, с помощью полимерных покрытий) и, при соответствии радиационных показателей действующим в Республике Беларусь нормам, освобождаются от контроля в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности. Дальнейшее обращение с ними осуществляется как с нерадиоактивными отходами.

При размещении отработавших закрытых ИИИ в контейнер типа КМЗ-РНИ-РАДОН следует одновременно соблюдать следующие граничные условия:

– суммарная активность размещенных отработавших закрытых ИИИ не должна превышать $3,7 \cdot 10^{15}$ Бк, в соответствии с предельно допустимым показателем активности для контейнера, установленным в [12];

– консервативно принято, что количество размещенных отработавших закрытых ИИИ не должно превышать 4000 шт.

Граничное условие по количеству отработавших закрытых ИИИ рассчитано исходя из следующих соображений:

– полезный объем приемной емкости контейнера типа КМЗ-РНИ-РАДОН при номинальном объеме $0,08 \text{ м}^3$ [13] и при условии заполнения на 90 % составляет $0,072 \text{ м}^3$;

– усредненная масса одного отработавшего закрытого ИИИ составляет $0,000025 \text{ т}$;

– усредненная насыпная плотность отработавших закрытых ИИИ составляет $1,67 \text{ т/м}^3$;

– расчетное количество источников принято с экспертно определенным коэффициентом $0,833$ для заполнения приемной емкости иммобилизирующим составом.

Для определения массы источников (M), которые заполняют контейнер на 90 % с учетом усредненной насыпной плотности, используется соотношение: $M (т) = \text{насыпная плотность} (т/м^3) \times \text{полезный объем} (м^3)$.

С учетом массы одного источника и экспертно определенным коэффициентом $0,833$ для заполнения приемной емкости иммобилизирующим составом, количество источников в контейнере определяется по соотношению:

$$K = (M/m) \cdot 0,833, \quad (1)$$

где K – количество источников в контейнере, шт.; M – общая масса источников, которые заполняют контейнер на 90 % с учетом усредненной насыпной плотности, т; m – масса одного источника, т.

Предлагаемый вариант размещения не противоречит допущениям о предельной активности и предельном количестве отработавших ИИИ, размещаемых в КМЗ-РНИ-РАДОН.

На рисунке 4 приведена ПТЦ № 2 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ без защитного блока».

Отработавшие закрытые ИИИ без защитного контейнера, размещенные в хранилищах спецпредприятия УП «Экорес», предлагается извлекать, сортировать по типу излучения (α , β , γ) и определять их активность и, соответственно, категорию по степени радиационной опасности. Дальнейшее обращение с отработавшими закрытыми ИИИ осуществляется аналогично ПТЦ № 1.

Длинномерный ИИИ, застрявший в приемной трубе одного из колодцев хранилища спецпредприятия УП «Экорес», после извлечения подлежит резке на фрагменты, не превышающие по длине 200 мм , и контейнеризации в контейнер типа КМЗ-РНИ-

РАДОН. Максимально допустимая длина фрагмента установлена в соответствии с параметрами загрузочной трубы контейнера [13].

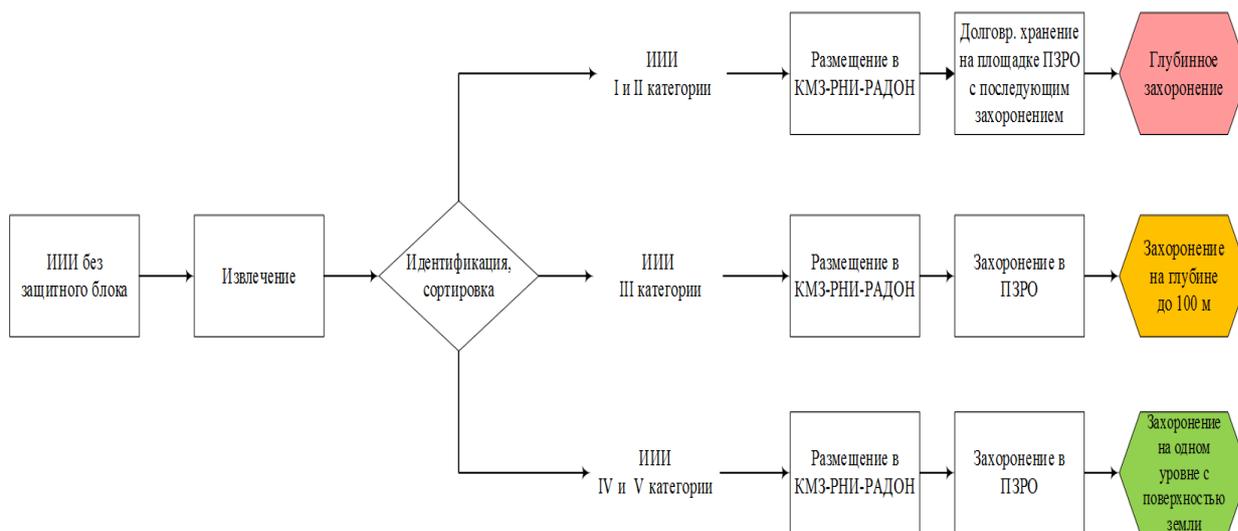


Рисунок 4. ПТЦ № 2 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ без защитного блока»

На рисунке 5 приведена ПТЦ № 3 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ, включенными в металлическую матрицу (сплав Розе)».

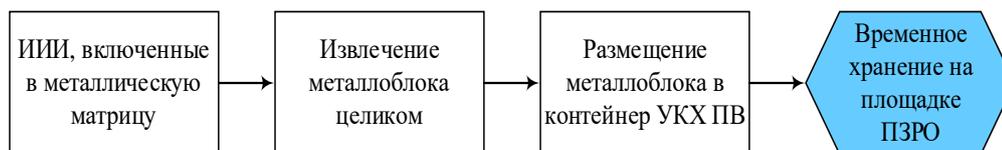


Рисунок 5. ПТЦ № 3 «Обращение с отработавшими закрытыми ИИИ, включенными в металлическую матрицу»

Отработавшие закрытые ИИИ, включенные в металлическую матрицу (сплав Розе), размещенные в хранилищах отработавших закрытых ИИИ спецпредприятия УП «Экорес», извлекаются одним блоком и размещаются в контейнер УКХ ПВ целиком. Контейнер УКХ ПВ после заполнения направляется на временное хранение на площадку планируемого ПЗРО.

Заключение

При разработке рекомендаций по извлечению, кондиционированию и упаковке отработавших закрытых источников ионизирующего излучения (ИИИ), находящихся на долговременном хранении в хранилищах колодезного типа спецпредприятия УП «Экорес», проведен анализ нормативно-правовых актов Республики Беларусь и Российской Федерации, содержащих требования к обеспечению безопасности при захоронении РАО, включая требования: к классификации РАО и отработавшим ресурс закрытым ИИИ, соответствия вида РАО способу захоронения, к радиационным характеристикам РАО, к упаковкам РАО для захоронения и контейнерам.

Для приведения РАО в соответствие с критериями приемлемости и передачи их на захоронение приведены производственно-технологические цепочки по обращению с

различными типами отработавших закрытых ИИИ – методам их кондиционирования и захоронения (хранения).

На основании проведенного анализа упаковок для кондиционирования и захоронения (хранения) РАО в РФ предложено выбрать для захоронения (долговременного хранения) закрытых отработавших ИИИ (в защитных блоках и без них) спецпредприятия УП «Экорес» сертифицированный, разработанный специалистами ФГУП «РАДОН», контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН. Для хранения отработавших закрытых ИИИ в металлической матрице (металлоблоки) предлагается использовать перспективный контейнер УКХ ПВ, который в настоящее время находится на стадии разработки.

Проведенный анализ соответствия упаковок РАО критериям приемлемости для захоронения показывает, что конечная упаковка РАО (контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН) соответствует общим критериям приемлемости для захоронения. Контейнер УКХ ПВ. изначально не предназначен для захоронения, после заполнения отработавшими закрытыми ИИИ, включенными в металлическую матрицу, направляется на временное хранение на площадку планируемого ПЗРО.

Разработанные рекомендации могут быть использованы в качестве исходной информации для разработки предпроектной и проектной документации на сооружение ПЗРО в Республике Беларусь, а также как основа для разработки концепции вывода из эксплуатации спецпредприятия УП «Экорес».

Авторы выражают благодарность за помощь в выполнении настоящей работы сотрудникам АО «ТВЭЛ» Корнееву И.И., Грибову Д.А., Яновскому Д.В., Абакумовой А.С.

Список литературы

1. Об утверждении Стратегии обращения с радиоактивными отходами: постановление Совета Министров Респ. Беларусь, 15.02.2023, № 128 – 32 с.

2. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения: нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности: утв. постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь, 16.07.2019, № 47 (в редакции постановления Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 05.06.2023 № 36). – 22 с.

3. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения: нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности: утв. постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь, 28.09.2010, № 47. – 22 с.

4. Рекомендации по порядку, объему, методам и средствам контроля радиоактивных отходов в целях подтверждения их соответствия критериям приемлемости для захоронения: РБ-155-20. – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору РФ, 2020. – 60 с.

5. Инструкция о порядке и критериях отнесения источников ионизирующего излучения к категориям по степени радиационной опасности: утв. постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь, 28.01.2021, № 4 – 4 с.

6. Технический отчет по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов УП «Экорес» // Госкорпорация по атомной энергии «Росатом», АО «Логистический центр ЯТЦ». – М., 2019. – 469 с.

7. Отчет по обоснованию безопасности объекта «специализированное предприятие по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» / Коммунальное унитарное

предприятие по обращению с отходами «Экорес». – Минск, 2013. – 273 с.

8. Кондиционирование отработавших источников ионизирующего излучения в спецхранилищах колодезного типа предприятия «ЭКОРЕС» по объекту «Реконструкция пункта захоронения радиоактивных отходов в п. Сосны г. Минска»: отчет о выполнении работ по договору от 14 июля 2003 г. № 3008./ГУП МосНПО «Радон». – М., 2003. – 14 с.

9. Диордий М.Н. Комплекс для сбора, транспортирования, хранения и захоронения отработавших источников ионизирующего излучения / М.Н. Диордий, В.Е. Семенова, О.К. Карлина // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 2 (3). – С. 73–78.

10. Извлечение радиоактивных отходов и ликвидация старых хранилищ в РНЦ «Курчатовский институт» / Н.Н. Пономарев-Степной [и др.] // Атомная энергия. – 2007. – Т. 103, вып. 2. – С. 129–133.

11. Комплексные организационные и методические подходы к выводу из эксплуатации хранилищ РАО / А.Б. Майзик [и др.] // Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2019. – Т. 64, № 3. – С. 32–39.

12. Сертификат-разрешение на конструкцию упаковочных комплектов транспортных КМЗ-РНИ-РАДОН и перевозку в них радиоактивных материалов. RUS/1073/B(U)-96T. М.: Госкорпорация «Росатом», 2015. – 7 с.

13. Контейнер металлический защитный КМЗ-Радон: технические условия 01.1247.00.00.00 ТУ. – М.: ФГУП «Радон», 2021. – 45 с.

14. Развитие контейнеров для отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов типа ВВЭР с 2016 года и на горизонте до 2035 г. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.atomic-energy.ru/articles/2024/09/10/148913>. – Дата доступа: 27.03.2025.

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ НОМЕНКЛАТУРЫ, КОЛИЧЕСТВА И АКТИВНОСТИ ПРОДУКТОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ, ПОДЛЕЖАЩИХ ВОЗВРАТУ В ГОСУДАРСТВО ПОСТАВЩИКА

Каримов А.З., Лось В.А., Рыбалка В.И.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва, Российская Федерация

Введение

В настоящее время осуществляется активное строительство атомных электростанций как в Российской Федерации, так и за рубежом. Госкорпорация «Росатом» занимает первое место в мире по количеству проектов по сооружению АЭС за рубежом (33 энергоблока в 10 странах мира, из них 22 энергоблока в 7 странах находится на стадии сооружения). Большинство зарубежных АЭС сооружается по проекту «АЭС-2006» с реакторной установкой ВВЭР-1200 [1].

При этом ядерное топливо для энергоблоков зарубежных АЭС российских проектов производится на российских предприятиях. После выгрузки отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) из реактора они направляются в систему хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), предназначенную для его выдержки с целью снижения активности и остаточного тепловыделения ОТВС до значений, при которых допускается их транспортирование за пределы АЭС. Дальнейшая технология обращения с ОЯТ достаточно сложна и зачастую недоступна зарубежным заказчикам, поэтому в ряде случаев предполагается, что ОТВС, выгруженные из реакторов, сооруженных за рубежом по российским проектам, должны направляться в Российскую Федерацию для его хранения и переработки [2].

К числу зарубежных партнеров, на территории которых сооружены АЭС с реактором ВВЭР-1200 по российскому проекту, относится Республика Беларусь. Согласно Стратегии обращения с отработавшим ядерным топливом Белорусской АЭС, утвержденной Постановлением Совета Министров Республики Беларусь 22.08.2019 г. № 558 [3], предпочтительным вариантом обращения с ОЯТ Белорусской АЭС является переработка ОЯТ в Российской Федерации с возвратом в Республику Беларусь остеклованных в боросиликатную матрицу фракцию жидких ВАО, содержащих изотопы цезия и стронция, с исключением долгоживущих радионуклидов, так называемой «короткоживущей» фракции высокоактивных отходов (далее – КФ ВАО).

21 ноября 2022 г. между правительствами Российской Федерации и Республики Беларусь было заключено Соглашение о сотрудничестве в области обращения с отработавшим ядерным топливом, которое предусматривает ввоз облученных тепловыделяющих сборок ядерных реакторов ВВЭР-1200 Белорусской АЭС в Российскую Федерацию для временного технологического хранения с последующей переработкой и возвратом продуктов переработки в Республику Беларусь.

Определение объемов и номенклатуры возвращаемых продуктов переработки осуществляется по согласованным обеими сторонами методикам, которые разрабатываются в соответствии с Положением [4]. При этом данное положение не содержит конкретного порядка, в соответствии с которым должны определяться объемы возвращаемых продуктов переработки. Тем не менее в [4] указано, что количество данных продуктов должно определяться исходя из условия эквивалентности их активности и активности ввезенного ОЯТ.

С целью установления единого подхода к определению эквивалентности активности ОЯТ и возвращаемых продуктов переработки было разработано руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по обеспечению безопасности при возврате продуктов переработки ОТВС в государство их поставщика» (РБ-092-21) [5]. До утверждения РБ-092-21 [5] специалистами ФБУ «НТЦ ЯРБ» была проведена аналитическая работа, которая включала сравнение различных методов определения эквивалентности активности и оценку

применимости этих методов к различным продуктам переработки. При анализе учтен также российский и зарубежный опыт [6 – 9].

Согласно РБ-092-21 [5], при определении количества продуктов переработки, подлежащих возврату в государство поставщика ОТВС, используется критерий равенства величин дозового воздействия РАО и ввезенного ОЯТ в случае их гипотетического поступления в организм человека с пищей (критерий равенства дозовых эквивалентов партий ввозимых ОТВС и возвращаемых продуктов переработки). Указанный подход позволяет учесть как фактическое количество различных радионуклидов в ОТВС и продуктах их переработки, так и потенциальную опасность радионуклидов с точки зрения их радиационного воздействия на человека [5].

В рамках РБ-092-21 [5], помимо возврата РАО в государство поставщика, рассматривается возможность поставки на зарубежные АЭС свежих ТВС, содержащих регенерированные ядерные материалы (ЯМ), в виде регенерированного уранового или уран-плутониевого топлива. Такой подход позволит снизить количество РАО, возвращаемых в государство поставщика [2]. Кроме этого, возврат продуктов переработки в виде КФ ВАО исключает необходимость сооружения объекта окончательной изоляции РАО в глубинных геологических формациях государства поставщика [10].

Таким образом, разработка методики определения номенклатуры, количества и активности продуктов переработки ОЯТ, подлежащих возврату в государство поставщика (далее – Методика) является важным этапом создания сбалансированного ядерного топливного цикла. В настоящей работе на примере Белорусской АЭС описан порядок разработки Методики.

Определение вклада радионуклидов в дозовый эквивалент активности ОТВС и КФ ВАО

В соответствии с рекомендациями п. 10 РБ-092-21 [5], при определении дозового эквивалента партии ввозимых ОТВС и возвращаемых РАО рекомендуется учитывать продукты деления, продукты активации и актиноиды, вклад которых в дозовый эквивалент ОТВС и возвращаемых РАО составляет не менее 99 %.

В рамках разработки Методики для Белорусской АЭС с использованием программного комплекса SCALE-6.2 [11] была проведена оценка вклада продуктов деления, продуктов активации и актиноидов в дозовый эквивалент ОТВС. Оценка вклада проводилась для номенклатуры ТВС реакторов типа ВВЭР-1200 Белорусской АЭС, используемых в проектном 12-месячном 4-х годичном топливном цикле. Расчеты для оценки вклада радионуклидов в дозовый эквивалент ОТВС проводились для всех типов ТВС, загружаемых в активную зону реакторов Белорусской АЭС, с варьированием обогащения топлива в ТВС от 1,3 % до 4,95 % по ^{235}U и с учетом наличия твэлов с выгорающим поглотителем (твэгов), влияющих на среднее начальное обогащение ядерного топлива в ТВС.

Результаты расчетов вклада нуклидов в дозовый эквивалент ОТВС реакторов типа ВВЭР-1200 Белорусской АЭС показали, что более 99 % эквивалента активности ОТВС на момент их ввоза на территорию Российской Федерации определяется следующими радионуклидами: ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm , ^{90}Sr (+ ^{90}Y), ^{137}Cs (+ $^{137\text{m}}\text{Ba}$), ^{134}Cs , ^{106}Ru (+ ^{106}Rh), ^{125}Sb .

Что же касается РАО, то выполненная оценка вклада в дозовый эквивалент нуклидов, входящих в состав КФ ВАО [12], показала, что более 99 % эквивалента активности КФ ВАО определяется следующими радионуклидами: ^{90}Sr (+ ^{90}Y), ^{137}Cs (+ $^{137\text{m}}\text{Ba}$) и ^{134}Cs .

В связи с этим, в соответствии с рекомендациями п. 10 РБ-092-21 [5], активность остальных нуклидов в ОТВС и КФ ВАО не учитывалась при разработке Методики.

Оценка применимости РБ-093-20 для определения дозового эквивалента активности ОТВС

Для расчета дозового эквивалента активности ввозимых ОТВС необходимо определить значение активностей нуклидов в ОТВС на момент их ввоза на территорию Российской

Федерации. Активность нуклидов в ОТВС зависит от типа ТВС, начального обогащения ядерного топлива по ^{235}U , глубины выгорания отработавшего ядерного топлива и времени выдержки ОТВС.

Для расчета радиационных характеристик отработавшего ядерного топлива водородных энергетических реакторов было разработано руководство по безопасности при использовании атомной энергии РБ-093-20 [13], которое содержит рекомендации по определению радионуклидного состава и ядерные константы ОЯТ, в том числе для реакторов типа ВВЭР-1200. Представленные в РБ-093-20 [13] данные позволяют рассчитывать активность нуклидов в ОЯТ с учетом времени выдержки. При этом перечень нуклидов, для которых в РБ-093-20 [13] содержатся данные для расчета активности, включает указанные выше нуклиды, которые вносят определяющий вклад в дозовый эквивалент активности ОТВС.

Стоит отметить, что номенклатура РБ-093-20 [13] не в полной мере учитывает разнообразие типов ТВС, используемых в проектном 12-месячном топливном цикле, реакторов ВВЭР-1200 Белорусской АЭС. В частности, номенклатура РБ-093-20 [13] не содержит данных для ТВС с обогащением 1,3 % и 2,4 % по ^{235}U , которые используются в первой топливной загрузке реактора, а также не учитывает отличия среднего начального обогащения ядерного топлива в ТВС, обусловленные наличием в ТВС твэгов. В связи с этим в рамках разработки Методики были проведены сравнительные расчеты дозовых эквивалентов активности для номенклатуры ТВС Белорусской АЭС и номенклатуры ТВС ВВЭР-1200, представленной в РБ-093-20 [13], с целью обоснования применимости данных [13] для выполнения расчета дозового эквивалента активности ОТВС Белорусской АЭС. Также при проведении расчетов рассмотрены ТВС со средним начальным обогащением 4,34 %, 4,85 % и 4,92 % по ^{235}U , применяемые в перспективном 18-месячном топливном цикле, переход на который в настоящее время осуществляется на Российских АЭС с реакторами ВВЭР-1200 [14].

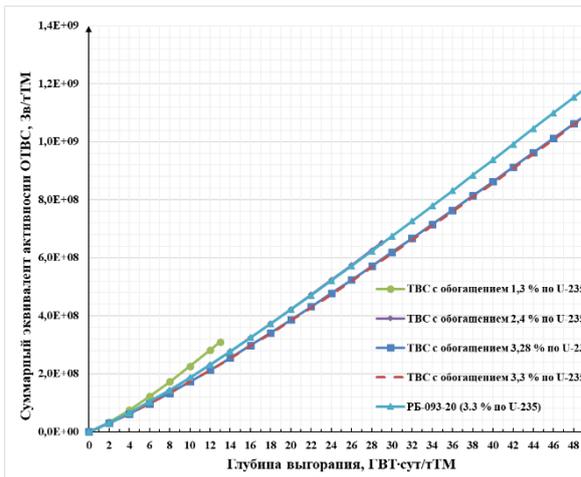
При проведении расчетов дозового эквивалента с использованием положений РБ-093-20 [13] типы ТВС Белорусской АЭС были распределены по среднему начальному обогащению по ^{235}U по группам (см. таблицу). В таблице приведена номенклатура ОТВС реакторов типа ВВЭР-1200, для которых проводились сравнительные расчеты дозовых эквивалентов.

Номенклатура тепловыделяющих сборок ВВЭР-1200, для которых выполнены сравнительные расчеты дозовых эквивалентов [13, 15]

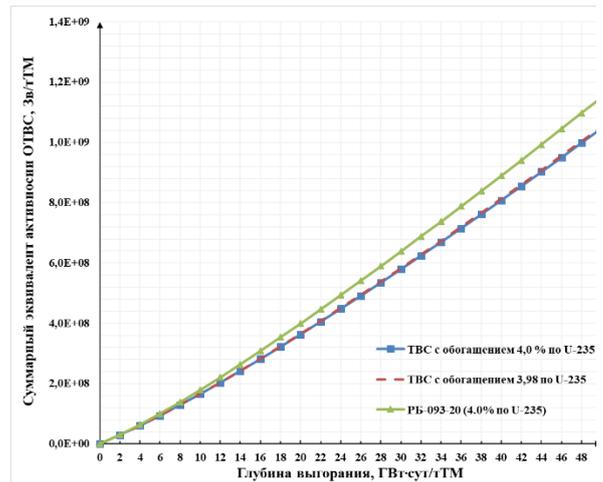
Среднее начальное обогащение по ^{235}U , %	Среднее начальное обогащение по ^{235}U в ТВС Белорусской АЭС, %	Проектная глубина выгорания, ГВт·сут/ТУ
3,3	1,3; 2,4; 3,27; 3,28	50
4,0	4,0; 3,98	50
4,41	4,37; 4,39; 4,34*	60
4,95	4,95; 4,90; 4,93; 4,92*; 4,85*	70

* - ТВС, применяемые в 18-месячном топливном цикле

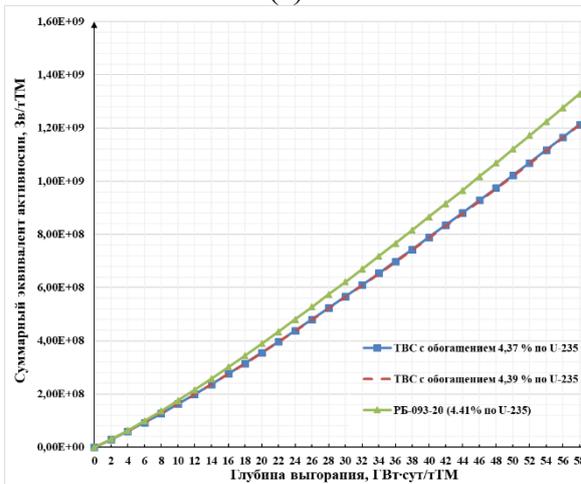
Результаты сравнительных расчетов дозовых эквивалентов ОТВС в зависимости от среднего начального обогащения по ^{235}U и глубины выгорания ядерного топлива для групп ОТВС приведены на рисунке ниже.



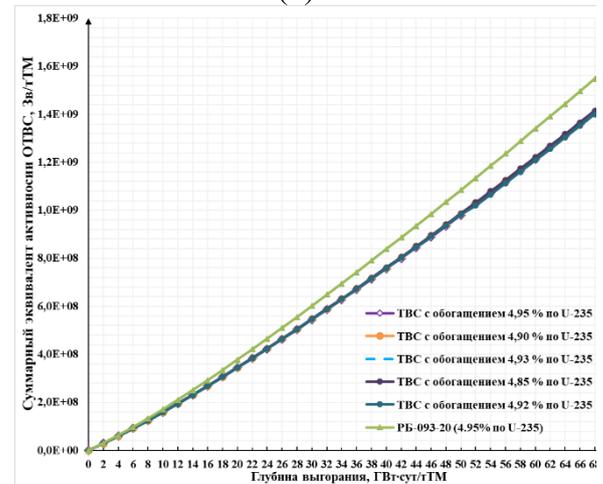
(а)



(б)



(в)



(г)

Зависимость суммарных дозовых эквивалентов ОТВС (Зв/тТМ) от глубины выгорания ядерного топлива (ГВт·сут/тТМ):

- (а) – среднее начальное обогащение до 3,3 % по ^{235}U ;
- (б) – среднее начальное обогащение до 4,0 % по ^{235}U ;
- (в) – среднее начальное обогащение до 4,41 % по ^{235}U ;
- (г) – среднее начальное обогащение до 4,95 % по ^{235}U

Полученные результаты сравнительных расчетов показали, что максимальные отклонения результатов расчета дозовых эквивалентов ОТВС реакторов типа ВВЭР-1200 Белорусской АЭС, полученных с использованием программного средства SCALE 6.2 [11], от значений, полученных с использованием данных РБ-093-20 [13] наблюдаются для ОТВС первой топливной загрузки с обогащением 1,3 % и 2,4 % по ^{235}U (рисунок, (а)). Однако, ОТВС с обогащением 1,3 % и 2,4 % по ^{235}U подлежат выгрузке после 1 и 2 топливных загрузок и имеют глубину выгорания 13 ГВт·сут/тU и 29 ГВт·сут/тU, соответственно. С учетом этого, а также с учетом количества ОТВС первой топливной загрузки, их вклад в суммарный дозовый эквивалент всех ОТВС Белорусской АЭС за весь период эксплуатации в течение 60 лет составит не более 1 %.

Для остальных ОТВС максимальные значения отклонений дозовых эквивалентов, полученных с использованием программного комплекса SCALE 6.2 [11], от результатов, полученных с использованием данных РБ-093-20 [13], не превышают 12 %, что сопоставимо с погрешностями, получаемыми при расчетах активности нуклидов в ОЯТ по аттестованным программам для ЭВМ, в частности по программе ORIGEN, входящей

в состав программного комплекса SCALE 6.2 [11]. Так, результаты валидации программы ORIGEN свидетельствуют о том, что максимальное отклонение результатов расчетов суммарной активности нуклидов в ОЯТ, полученные с использованием программы ORIGEN, от экспериментальных данных не превышают 15 % [16 – 19].

Исследования также показали, что переход на 18-месячный топливный цикл не приведет к увеличению значений дозовых эквивалентов ОТВС в пределах, показанных выше отклонений. Кроме этого, максимальная величина средней глубины выгорания не превысит проектных пределов [14]. РБ-093-20 [13] позволяет рассчитывать активность нуклидов в ОТВС с максимальной проектной глубиной выгорания, а также учитывает возможность изменения номенклатуры ТВС, о чем свидетельствуют представленные выше результаты расчетов. Таким образом, переход на 18-месячный топливный цикл не повлияет на возможность применения данных РБ-093-20 [13] для выполнения расчета дозового эквивалента активности ОТВС реакторов ВВЭР-1200.

Выполненные в рамках разработки Методики исследования свидетельствуют о применимости данных РБ-093-20 [13] для выполнения расчетов дозовых эквивалентов активности существующей номенклатуры ТВС реакторов ВВЭР-1200.

Методика определения дозовых эквивалентов активности ОТВС, ввозимых в Российскую Федерацию и продуктов их переработки

Методология расчета количества продуктов переработки ОТВС, возвращаемых в государство поставщик, основана на положениях руководств по безопасности в области использования атомной энергии РБ-092-21 [5] и РБ-093-20 [13] и включает в себя следующие основные этапы:

- расчет понуклидной активности и дозового эквивалента активности ввозимых ОТВС и продуктов их переработки;
- определение баланса дозовых эквивалентов, ввозимых ОТВС и продуктов их переработки.

Расчет понуклидной активности и дозового эквивалента активности ввозимых ОТВС и продуктов их переработки

Расчет активности нуклида A_0 (Бк) в ОТВС со средней по ОТВС глубиной выгорания ядерного топлива x (ГВт·сут/тU) на момент окончания последней кампании ОТВС определяется по следующей формуле в соответствии с РБ-093-20 [13]:

$$A_0(x) = k_{i,A} m_U (a_0 + a_1 x + a_2 x^2 + a_3 x^3 + a_4 x^4 + a_5 x^5 + a_6 x^6), \quad (1)$$

где $k_{i,A}$ – переводные коэффициенты, приведенные в столбце 4 Таблицы № 1 Приложения № 5 [4]; m_U – масса урана в свежей ТВС, т; $a_0, a_1, a_2, a_3, a_4, a_5$ и a_6 – аппроксимационные коэффициенты, приведенные в Таблицах № 2 – 9 Приложения № 4 [13].

Далее, с использованием полученных значений активностей нуклидов, в ОТВС вычисляется дозовый эквивалент ОТВС, как сумма произведений активностей нуклидов в ОТВС на их дозовый коэффициент. Суммарный дозовый эквивалент партии ОТВС, подготовленной к транспортированию в Российскую Федерацию, содержащей n ОТВС, равняется сумме дозовых эквивалентов всех ОТВС, входящих в указанную партию:

$$E^{\text{партии}}(t_{\text{в}}) = \sum_{i=1}^n E_i^{\text{ОТВС}}(t_{\text{в}}) = \sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^m A_j(t_{\text{в}}) \cdot B_j, \quad (2)$$

где $E^{\text{ОТВС}}(t_{\text{в}})$ – дозовый эквивалент ОТВС на момент ввоза ОТВС в Российскую Федерацию $t_{\text{в}}$, Зв; $A_j(t_{\text{в}})$ – активность j -го радионуклида в ОТВС на момент ввоза ОТВС в Российскую Федерацию $t_{\text{в}}$, Бк; B_j – дозовый коэффициент j -го радионуклида, Зв/Бк; m – число учитываемых радионуклидов.

Дозовый эквивалент КФ ВАО также определяется как сумма произведений активностей нуклидов, входящих в состав КФ ВАО, на их дозовый коэффициент. При этом, отверженная КФ ВАО помещается в стальные пеналы, временное хранение, транспортирование и окончательное захоронение которых осуществляется в упаковочных комплектах хранения повышенной вместимости (далее – УКХ ПВ) [10].

Поэтому, дозовый эквивалент УКХ ПВ, содержащего n пеналов с КФ ВАО, равняется сумме дозовых эквивалентов всех пеналов с КФ ВАО, загруженных в указанный УКХ ПВ:

$$E^{\text{УКХ}} = \sum_{i=1}^n E_i^{\text{пенал}} = \sum_{i=1}^n \sum_{k=1}^l A_k \cdot m_{\text{КФ ВАО}}^{\text{пенал}} \cdot B_k, \quad (3)$$

где $E^{\text{пенал}}$ – дозовый эквивалент пенала с отверженной КФ ВАО на момент отвержения (паспортизации) РАО, Зв; A_k – удельная активность k -го радионуклида, указанная в паспорте на пенал с КФ ВАО, Бк/кг; $m_{\text{КФ ВАО}}^{\text{пенал}}$ – масса КФ ВАО в пенале, кг; B_k – дозовый коэффициент k -го радионуклида, Зв/Бк; l – число учитываемых радионуклидов в составе КФ ВАО.

Для производства ТВС с регенерированными ЯМ может использоваться регенерированное урановое топливо, в составе которого присутствует смесь регенерированного и природного урана. Другим способом вовлечения регенерированных ЯМ в топливный цикл ВВЭР-1200 может быть применение РЕМИКС- или МОКС-топлива, в состав которых входит смесь изотопов урана и плутония в различных пропорциях. Для ТВС, содержащих регенерированные ЯМ в виде регенерированного уранового или уран-плутониевого топлива, дозовый эквивалент определяется по формуле, аналогичной формуле по расчету дозового эквивалента активности ОТВС, поставляемых в Российскую Федерацию:

$$E^{\text{рег}} = \sum_{i=1}^k A_i \cdot B_i, \quad (4)$$

где $E^{\text{рег}}$ – дозовый эквивалент ТВС, содержащей регенерированные ядерные материалы, на момент их фабрикации (паспортизации), Зв; A_i – активность i -го радионуклида в ТВС, содержащей регенерированные ядерные материалы, указанная в паспорте на ТВС, Бк; B_i – дозовый коэффициент i -го радионуклида, Зв/Бк; k – число учитываемых радионуклидов в составе свежих ТВС, содержащих регенерированные ЯМ в виде регенерированного уранового или уран-плутониевого топлива.

Рекомендуемые значения дозовых коэффициентов для расчета дозовых эквивалентов ОТВС, КФ ВАО и свежих ТВС, содержащих регенерированные ЯМ, приведены в РБ-092-21 [5], в котором они установлены на основании положений документа МАГАТЭ GSR Part 3 [20].

Определение баланса дозовых эквивалентов, поставляемых ОТВС и продуктов их переработки

Расчет дозового эквивалента УКХ ПВ с КФ ВАО выполняется после формирования достаточного для полной загрузки УКХ ПВ количества пеналов с КФ ВАО и оформления паспорта на УКХ ПВ.

После оформления паспорта на УКХ ПВ выполняется расчет баланса дозовых эквивалентов ввезенных ОТВС и продуктов переработки. Баланс дозовых эквивалентов представляет собой разность величин дозового эквивалента паспортизованного УКХ ПВ и дозового эквивалента ОТВС, ввезенных на момент проведения расчета, с вычетом дозовых эквивалентов ранее сформированных УКХ ПВ. Расчет баланса дозовых эквивалентов выполняется по следующей формуле:

$$\Delta E_n = E_n^{\text{УКХ}} - \sum_{i=1}^m E_i^{\text{партии}} + \sum_{i=1}^{n-1} E_i^{\text{УКХ}} + \sum_{i=1}^l E_i^{\text{пер}}, \quad (5)$$

где $E_n^{\text{УКХ}}$ – дозовый эквивалент паспортизованного УКХ ПВ с КФ ВАО, подлежащего вывозу в Республику Беларусь, Зв; $E_i^{\text{партии}}$ – дозовый эквивалент ввезенной партии ОТВС, Зв; $E_i^{\text{УКХ}}$ – дозовый эквивалент УКХ ПВ с КФ ВАО, сформированных на момент проведения расчета, Зв; $E_i^{\text{пер}}$ – дозовый эквивалент свежих ТВС, содержащих регенерированные ЯМ в виде регенерированного уранового или уран-плутониевого топлива, Зв; m – количество ввезенных партий ОТВС на момент проведения расчета; n – количество УКХ ПВ с КФ ВАО, сформированных для вывоза в Республику Беларусь на момент проведения расчета; l – количество ТВС, содержащих регенерированные ЯМ в виде регенерированного уранового или уран-плутониевого топлива, вывезенных в Республику Беларусь на момент проведения расчета.

С целью обеспечения баланса ввозимых ОТВС и возвращаемых продуктов переработки в рамках Методики принято, что при завершении деятельности по возврату продуктов переработки ОТВС Белорусской АЭС определенная по формуле (5) разность величин дозового эквивалента последнего подлежащего вывозу в Республику Беларусь УКХ ПВ с КФ ВАО и дозового эквивалента ввезенных на переработку ОТВС с вычетом дозовых эквивалентов ранее возвращенных продуктов переработки не должна превышать среднего значения дозового эквивалента ОТВС в последней партии ОТВС.

Для определения дозовых эквивалентов ОТВС, КФ ВАО и ТВС, содержащих регенерированные ЯМ, необходимы следующие исходные данные:

Дозовый эквивалент ОТВС:

- ✓ масса урана
- ✓ глубина выгорания ядерного топлива
- ✓ начальное обогащение по ^{235}U
- ✓ время выдержки на момент ввоза ОТВС в Российскую Федерацию

Дозовый эквивалент КФ ВАО:

- ✓ масса КФ ВАО в пенале
- ✓ активности радионуклидов
- ✓ количество пеналов в УКХ ПВ

Дозовый эквивалент ТВС, содержащей регенерированные ядерные материалы:

✓ активности радионуклидов

Вышеуказанные исходные данные определяются на основании данных, указываемых соответственно в карточках на ТВС, формируемых на АЭС, и в паспортах на пеналы с КФ ВАО, УКХ ПВ и ТВС, содержащих регенерированные ЯМ.

Выводы

В рамках данной работы при разработке Методики выполнены следующие задачи:

- разработан алгоритм формирования исходных данных и выполнения расчета дозового эквивалента ОТВС на основании эксплуатационной документации ТВС с учетом фактического состояния ОТВС;
- разработан алгоритм формирования исходных данных и выполнения расчета дозового эквивалента продуктов переработки на основании технологической документации изготовителя (технических условий, паспортов) для упаковок КФ ВАО и ТВС, изготовленных с использованием регенерированных ЯМ;
- сформирован методический аппарат по расчёту баланса эквивалентов активности ввозимых ОТВС и подлежащих возврату продуктов переработки с учетом различных вариантов возврата.

Разработанная в рамках работы Методика определения номенклатуры, количества и активности продуктов переработки, подлежащих возврату в Республику Беларусь после технологического хранения и переработки ОЯТ Белорусской АЭС в Российской Федерации, применима для АЭС с реакторами ВВЭР-1200.

Стоит отметить, что номенклатура типов ядерного топлива, представленная в РБ-093-20 [13], учитывает также ядерное топливо реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440, что позволяет использовать положения РБ-093-20 [13] для определения дозовых эквивалентов ОТВС реакторов данных типов. Кроме этого, реализованный в РБ-093-20 [13] подход к определению радиационных характеристик ОЯТ реакторов ВВЭР может быть применен для определения радиационных характеристик любого типа топлива, в том числе с целью их дальнейшего включения в Методику.

Список литературы

1. Итоги деятельности госкорпорации «Росатом», 2023.
URL: https://report.rosatom.ru/go/rosatom/go_rosatom_2023/rosatom_2023_ru.pdf
2. А.В. Курындин, А.М. Киркин, С.В. Маковский ФБУ «НТЦ ЯРБ», И.В. Гусаков-Станюкович, А.С. Новиков, А.А. Щекочихин АО «Техснабэкспорт». Реализуемые и перспективные подходы к возврату продуктов переработки отработавшего ядерного топлива в государство поставщика. «Вопросы атомной науки и техники» - Россия, 2019. – с. 48-59.
3. Постановление Совета министров Республики Беларусь от 22 августа 2019 г. № 558 «Об утверждении Стратегии обращения с отработавшим ядерным топливом Белорусской атомной электростанции».
4. О порядке ввоза в Российскую Федерацию облученных тепловыделяющих сборок ядерных реакторов (вместе с Положением о ввозе в Российскую Федерацию облученных тепловыделяющих сборок ядерных реакторов): постановление Правительства Российской Федерации от 11.07.2003 № 418 (ред. от 04.09.2012).
5. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по обеспечению безопасности при возврате продуктов переработки облученных тепловыделяющих сборок в государство их поставщика» РБ-092-21, утверждено приказом

Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 29 декабря 2021 г. № 472.

6. C. Devida, et. al. «Quantitative Burnup Determination: A Comparison of Different Experimental Methods», «HOTLAB» Plenary Meeting 2004, September 6 - 8, Halden, Norway.
7. Иванов В.К., Чекин С.Ю., Меняйло А.Н., Максютков М.А., Туманов К.А., Кащеева П.В., Ловачёв С.С., Адамов Е.О., Лопаткин А.В. Уровни радиологической защиты населения при реализации принципа радиационной эквивалентности: риск-ориентированный подход. Радиация и риск. 2018. Том 27. № 3.
8. ICRP, 1994. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1-3).
9. Radioactive Waste Equivalence. Euradwaste Series No 3. Report by a working group set in the framework of the Community plan of action in the field of radioactive waste. Commission of the European Communities, EUR 12879 EN, 1990.
10. Буклет «Сбалансированный ядерный топливный цикл» (АО«Техснабэкспорт»).URL:https://www.tenex.ru/upload/medialibrary/Сбалансированный_Ядерный_Топливный_Цикл_print.pdf (дата обращения: 27.03.2025)
11. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Vols. I, II, and III. — Radiation Safety Information Computational Center at ORNL, 2000. — ORNL/NUREG/CSD-2R6
12. Е.В. Чухланцева, О.В. Степанова, О.Ю. Диченко, О.А. Кутузова, К.А. Джewelло, Ю.М. Татарникова, Е.А. Демченко, В.П. Борисенко, ФГУП "ПО "Маяк", г. Озёрск. Определение радионуклидного состава цезий-стронциевой фракции высокоактивных отходов, образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива. «Вопросы радиационной безопасности» №4, 2024. – с. 35-46
13. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных» РБ-093-20, утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 11 марта 2020 г. № 106.
14. Т.М. Хашламун, С.Б. Выговский, С.Т. Лескин, А.С. Думан. Определение параметров 18-месячного топливного цикла с целью минимизации топливных затрат на базе эксплуатируемых конструкций ТВС в реакторах ВВЭР-1200. Известия вузов. Ядерная энергетика № 3, 2018.
15. В. Т. Казазян, А. П. Малыхин, Е. Ф. Войтецкая, Н. М. Днепровская, И. Е. Рубин, Н. А. Тетерева. Предварительный анализ возможности применения РЕМИКС-топлива в реакторах ВВЭР-1200 Белорусской АЭС / Вес. Нац. акад. наук Беларуси. Сер. физ.-техн. наук. – 2022. – Т. 67, № 1. – С. 57–64
16. I.C. Gauld, and K.A Litwin. Verification and Validation of the ORIGEN Code and Nuclear Data Libraries. RC-1429, COG-I-95-150, (Scientific Document Distribution Office (SDDO), AECL, Chalk River, Ontario, Canada K0J 1J0), 1995.
17. S. Azzaoui. SCALE-6 fuel depletion analyses: Application to the ARIANE program: ER-136.— SCK CEN, 2010.
18. O. W. Hermann, S. M. Bowman, M. C. Brady, C. V. Parks, «Validation of the SCALE System for PWR Spent Fuel Isotopic Composition Analyses», ORNL/TM-12667, ORNL, 1995.
19. O.W. Hermann and R.M. Westfall, «ORIGEN-S — SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms», in SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations, NUREG/CR-0200, Rev. 4 (ORNL/NUREG/CSD-2/R4), Vol. II, Part I, November 1993.
20. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3 No GSR Part 3, IAEA, 2014.

О РАСПРЕДЕЛЕНИИ ЦЕЗИЯ ^{137}Cs И УГЛЕРОДА В ЗОЛАХ ЗАГРЯЗНЕННОГО РАДИОНУКЛИДАМИ БИОТОПЛИВА ТЭЦ И МИНИ ТЭЦ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ.

Соловьев В.Н., Плещенков И.Г.

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
Национальной академии наук Беларуси, г. Минск, Республика Беларусь*

Введение

Наряду с задачами энергетиков Беларуси на ближайший период обеспечить эффективность и безопасность эксплуатации Белорусской АЭС, планируется также совершенствование схем и оборудования источников генерации энергии на традиционных видах топлива, на местных видах топлива (МВТ) и на возобновляемых источниках энергии (ВИЭ) - дровах, топливной щепе, отходах деревообработки, торфе, торфобрикете и топливных смесях [1]. Доля МВТ в валовом потреблении топливно-энергетических ресурсов Беларуси без учета атомной энергии в 2022 году составила 18,2 %, доля ВИЭ – 7,5%. В структуре ВИЭ около 97% энергии получено с использованием биомассы как топлива, в основном древесного, что связано с наименьшими удельными объемами капиталовложений и сроками окупаемости энергоисточников на древесном топливе. В 2021–2022 годах на местных видах топлива были введены в эксплуатацию 29 новых энергоисточников (котельные, мини-ТЭЦ) суммарной тепловой мощностью 180,7 МВт. Намечен дальнейший рост мощности котельных, мини-ТЭЦ, производства топливной щепы, использования пеллет [2].

Использование в котельных древесного топлива и МВТ на загрязненных радионуклидами территориях Беларуси сопровождается риском концентрирования радионуклидов ^{137}Cs в золе, особенно, фильтрационной [3]. Основное направление исследований научного учреждения «ОИЭЯИ-Сосны» совместно со специалистами министерств и организаций при освоении МВТ после аварии на ЧАЭС было сфокусировано на снижении рисков образования зольных отходов уровня РАО и минимизации выбросов активности с дымовыми газами в окружающую среду. Затраты на захоронение (хранение) зольных отходов для ТЭЦ и мини-ТЭЦ Гомельской и Могилевской областей на МВТ, по данным 2018 г., составляли 0,02–1,55 % от доли себестоимости продукции (кроме Бобруйской ТЭЦ-1 на лигнине) и не являются значимыми в суммарных затратах. При образовании зольных РАО и выполнении нормативных требований по обращению с РАО и воздействию отходов на окружающую среду затраты по данной позиции ТЭЦ существенно возрастут. Для снижения выноса активности в окружающее пространство с дымовыми газами следует максимальная фиксация радионуклидов в подовой золе. Отметим, что доля фильтрационной золы в суммарном потоке для различных технологий и видов сжигаемого топлива составляет от 2 до 10 % и основная доля активности концентрируется в подовой фракции.

В «ОИЭЯИ-Сосны» в 2008-2020 гг. проведены исследования по нормативным ограничениям удельной активности сжигаемого топлива, которые показали, что использование смесевых композиций щепы и торфа позволило снизить радиационное воздействие на персонал котельных установок на МВТ, население и окружающую среду до минимально значимых уровней, а риски выхода зольных отходов уровня РАО - до единичных случаев [4, 5].

На удельную активность ^{137}Cs в подовой золе влияют, в основном, исходная активность топлива, зольность, содержание серы, алюмосиликатов в минеральной части топлива, параметры топочного режима и способов очистки топочных газов (котельно-топочные и газоочистные технологии) [6]. В золе, кроме минеральных веществ, сохраняется заметная доля «горючих» (углерод содержащих - сажа, зола, шлаки с вкраплениями углерода), которая характеризует технологию сжигания. Расчетно-экспериментальные исследования, промышленные опыты позволили рекомендовать технологии и параметры, обеспечивающие наилучшие показатели радиационной безопасности и экономической эффективности при

сжигании загрязненных радионуклидами МВТ в ТЭЦ, мини-ТЭЦ, котельных промышленных и системы ЖКХ:

- технология сжигания в «кипящем» или «циркулирующем» слое;
- сжигание при температуре горения в области 800–850 °С и ниже;
- одноступенчатую высокоэффективную систему газоочистки;
- использование смесевых топливных композиций «древесная щепа – фрезерный торф или дробленый торфобрикет» с заданным соотношением компонент.

В Беларуси созданы и эксплуатируются крупные котельные установки современного дизайна с различными технологиями сжигания МВТ. В работе рассматривается влияния способов сжигания МВТ на активность основного потока золы (подовой и золы уноса) и содержание углерода в золе, как возможного сорбирующего элемента топлива. Полученные результаты позволят более обоснованно формировать карты топочных режимов котельных на загрязненном радионуклидами МВТ.

Ниже представлены результаты серии опытов с результатами измерения характеристик зольных отходов по ситовым фракциям (таблица П1 Приложение) при сжигании загрязненного радионуклидами МВТ (древесного и смесового). Опыты проведены на котельных установка с топочными технологиями сжигания: - «слоевого» - топливной щепы на подвижной решетке с регулируемым позонным подводом воздуха; - в «кипящем» слое - смеси щепы и дробленого торфобрикета; - «вихревого» - слоя опилок и отходов деревообработки в топке с вращающимися колосниками [7].

Исследуемые объекты

На Речицкой ТЭЦ установлены два котлоагрегата BOE TOE фирмы «Polytechnik» (Австрия) на термомасле тепловой мощностью 12 МВт каждый, сжигающими в слое торфобрикет или древесную щепу, с электро-турбогенерацией в цикле ORSA (Италия). Котлы оборудованы топочными камерами с наклонно-переталкивающими колосниковыми решетками, системой позонного ввода первичного воздуха, ступенчатой системой подачи вторичного воздуха и многоступенчатой системой газоочистки топочных газов на тракте экономайзера, в мультициклоне, на тракте подогревателя воздуха и в электрофильтре. Подовая зола и зола, собранная на тракте экономайзера, подогревателя воздуха и в мультициклоне, подается шнеками на транспортер золы и единым потоком ссыпается в контейнеры золы, расположенные на отдельной площадке рядом со зданием котельной. Данный поток является основным и характеризует золу основ при слоевом сжигании топлива. Зола, уловленная в электрофильтре, шнеками и транспортерами подается в отдельный контейнер. Электрофильтр обеспечивает финишную очистку дымовых газов от мелкодисперсных и аэрозольных фракций золы, доля золы электрофильтра составляет ~4-6 % от общего потока золы. Контейнеры, наполненные золой, вывозятся специальным транспортом на золоотвал.

Жодинская ТЭЦ. Котел Е-60-9,5-510 ДФТ с естественной циркуляцией воды паропроизводительностью 60 т пара в час с технологией сжигания в «кипящем» слое предтопка местных видов топлива – смеси торфа и древесной щепы. Выгорание топлива и снижение температуры факела осуществляется в топке котла и газоходах с теплообменными поверхностями. Давление перегретого пара – 9,5 МПа. Температура перегретого пара – 510° С. Соотношение топлив торфа и древесной щепы при эксплуатации котла варьируется в области 30% - доля торфа в сжигаемом топливе. В качестве инертного материала «кипящего» слоя используется кварцевый песок, очистка дымовых газов от твердых частиц производится в электрофильтре. Удаляемая доля золы из предтопка незначительная, малая часть золы оседает в топке, газоходах, на поверхностях нагрева и удаляется при регулярных очистках котла, выбросы золы с дымовыми газами ограничиваются нормативами, а основной многотонный поток золы формируется в золоборниках электрофильтра, представляющего отдельное сооружение с течками, транспортерами, бункером-накопителем золы.

Котел Wellons (дизайн USA) котельной Светлогорского ЦКК с технологией вихревого сжигания древесного топлива (опилки, стружка, коро-древесные отходы предприятия) в

циклонной топке (рисунок 1). Поверхности нагрева котла периодически очищаются от золы паровым обдувом – поток подовой золы и золы, собранной по тракту котла и с поверхностями нагрева, транспортерами направляется в транспортный контейнер, зола электрофильтра также собирается в отдельный контейнер. Основной поток золы (по расходу) формируется в электрофильтре. Контейнеры после их наполнения вывозятся на золоотвал.

→ *тракт подачи воздуха*

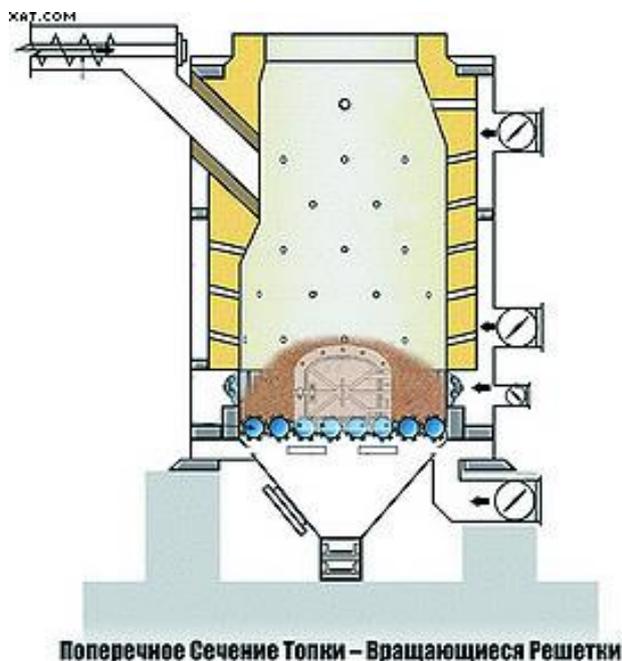


Рисунок 1. Топочное устройство котла Wellons: - технология циклонного сжигания древесных отходов с системой вращающихся решеток-колосников, подачей воздуха под колосники и в циклонную топку при вихревом горении топлива. Производительность котла Wellons 25 т пара в час, использована многоступенчатая система газоочистки с финишным электрофильтром

Из данного обзора следует, что представленные технологии использования МВТ отличаются по видам сжигаемого топлива, способам подачи, длительности горения топлива, способам подачи воздуха, очистки газов, удаления золы, но для всех установок характеристики основного потока зольных отходов могут служить оценкой эффективности теплотехнических и экологических показателей используемых технологий.

Методика исследований научного учреждения «ОИЭЯИ-Сосны» в промышленных условиях при работе котельной ТЭЦ с нагрузкой, близкой к номинальной, включала фиксацию штатными приборами основных параметров установки:

- измерения мощности дозы на рабочих местах работников котельной, у золоборщиков и топочных устройств;

- регулярного, с периодом 40 ± 5 минут, отбора 10-12 проб топлива с транспортера перед подачей в топку и проб зольных отходов золы из контейнера.

С использованием в соответствии с ГОСТом методик в осредненных пробах золы измерялись: фракционный состав (с рассевом на ситах *), влажность, содержание горючих, удельная активность ^{137}Cs проб и зольных фракций; в пробах топлива: зольность, влажность, удельная активность проб [7,8,9]. Измерение удельной активности проб и фракций золы проводилось в аттестованной лаборатории на дозиметре – радиометре МКС-АТ1125 или гамма-спектрометр МКС-АТ1315. При использовании дозиметра-радиометра МКС-АТ1125 выполнялось не менее 5 измерений со статической погрешностью не более 2 % и основной погрешностью не более 20 % [7]. Результаты измерений представлены в таблице 1 Приложения.

* масса золы по фракциям при сжигании МВТ в вихревой топке в таблице не представлена из-за ограничений при отборе суммарной пробы на котле Wellons.

Результаты измерений характеристик золы

В исследованиях распределения активности по тракту котельной в установке «Тампелла» (г. Речица Гомельской области) при слоевом сжигании загрязненной радионуклидами древесной щепы было отмечено повышение удельной активности золы и содержания углерода в ряду: - зола подовая (шлак), - зола циклона (крупная), - зола рукавного фильтра (мелкодисперсная - фильтрационная) [3]. Подобное отмечалось также в золах установок с различными технологиями сжигания биотоплива и МВИ [7]. Указанные золы отличаются размерами частиц золы, поэтому в таблице Приложения 1 проведены измерения характеристик фракций золы при их рассеивании на стандартных ситах с размерами ситовых отверстий от 3,0 до 0,025 мм с указанием характеристик каждой фракции по удельной активности и содержанию «горючих» (углистых – фактически углерода С).

На рисунке 2 представлена гранулометрическая характеристика фракционного состава золы по массе каждой фракции для технологий сжигания на подвижной решетке и в «кипящем» слое. Характеристики размеров золы d_i указаны, как для осредненного размера соседних отверстий сит как $d_i = (D_i + d_{i+1})/2$. Наблюдается подобие гистограмм с наличием максимума золы по размерам при распределении, отличного от нормального, возможно, из-за ограниченных возможностей ситового анализа золы. Максимальная массовая доля ~30 % получена для золы с размером зерен ~0,175 мм для слоевого сжигания щепы и ~48 % для золы с размером 0,075 мм для сжигания смеси в «кипящем» слое. Основная масса золы ~70 % при сжигании на подвижной решетке имеет размер частиц золы d_i в диапазоне 0,075-0,375 мм ($d_{1mid} \approx 0,23 \pm 0,15$ мм) и ~90 % при сжигании в «кипящем» слое с размерами ($d_{2mid} \approx 0,11 \pm 0,07$ мм). Не исключено, что на распределение размеров золы при сжигании в «кипящем» слое оказывал влияние состав топлива (смесь щепы и до 30 % дробленого торфобрикета).

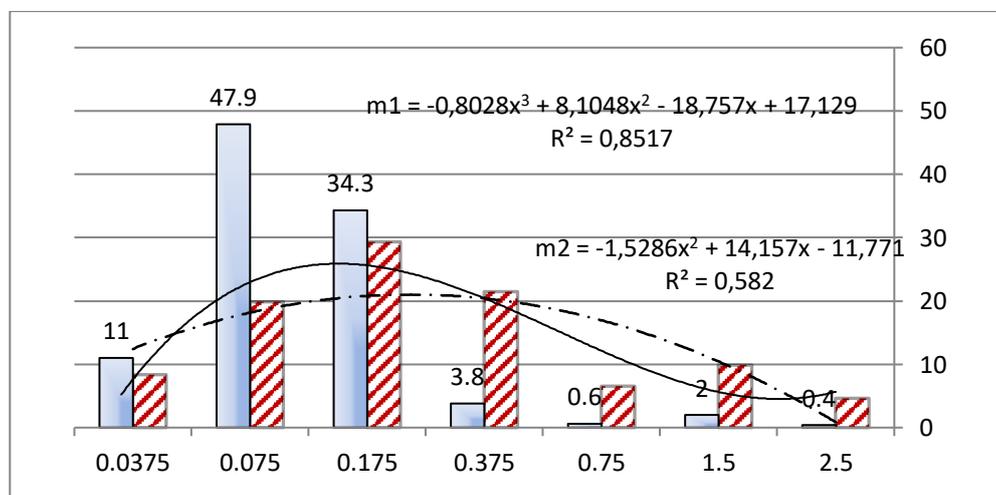


Рисунок 2. Гранулометрический состав золы m_{ij} , % от d_i , мм проб золы от сжигания МВТ: на подвижной решетке m_1 -(полосы) и в «кипящем» слое m_2 - сплошная заливка

Удельная активность A_{ij} (Бк/кг ^{137}Cs) d_i -фракций золы m_m для всех J-технологий сжигания представлена на рисунке 3. Наблюдается рост удельной активности ^{137}Cs с уменьшением размера частиц золы и возможный максимум для золы с размерами зерен $d=35\mu\text{m}$ для топки с подвижной решеткой – А1 и с увеличением размера частиц золы для топки с «кипящим слоем» - А2. При вихревом сжигании А3 распределение активности по размерам золы менее выражено.

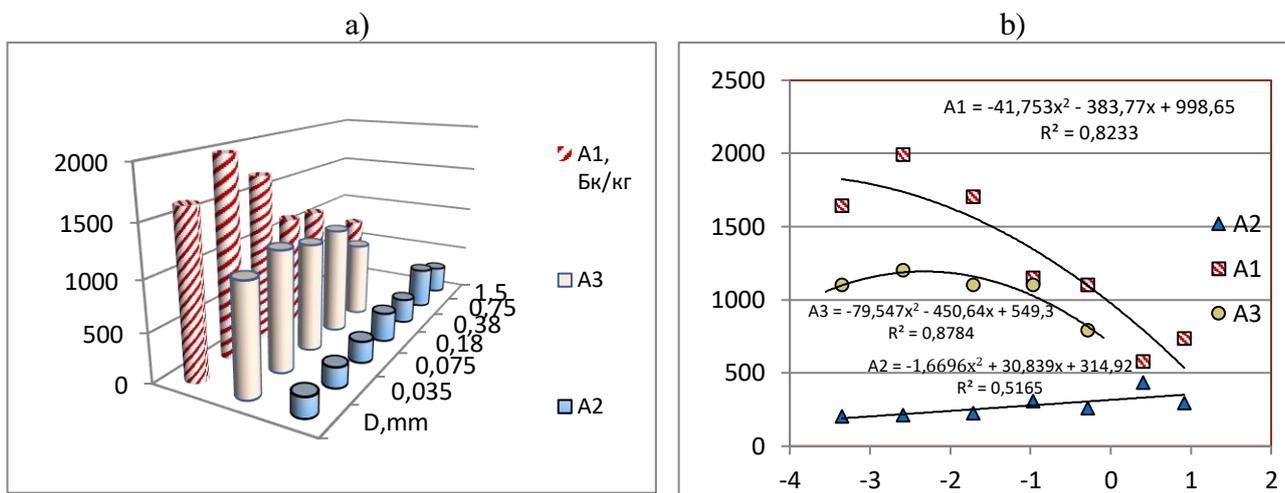


Рисунок 3. Зависимость активности ^{137}Cs , i -фракций золы A_{ji} (Бк/кг) от размера частиц золы d_{ji} (мм) для j -технологий сжигания МВТ: А1—на подвижной решетке; А2- «кипящи» слой; А3- вихревое; а) -гистограмма, б) -в полулогарифмической системе координат $A_{ji}=f(\ln(d_{ji}))$

При анализе графиков рисунка 3-б не исключено наличия зависимости максимума активности от размера частиц золы для технологий сжигания А1 и А3 в области $d \sim 0,04 \pm 0,005$ мм.

По данным таблицы П1 содержание «горючих» (примем ниже, как содержание углерода - С) фракций золы отличается для всех технологий сжигания и характеризует, в первую очередь, уровень температур в топочном устройстве, совершенство топочного режима с выносом частиц топлива в газоходы, а также эффективность режима очистки газов. Распределение углерода C_{ji} , % от размера фракций золы d_i , мм представлено на рисунке 4.

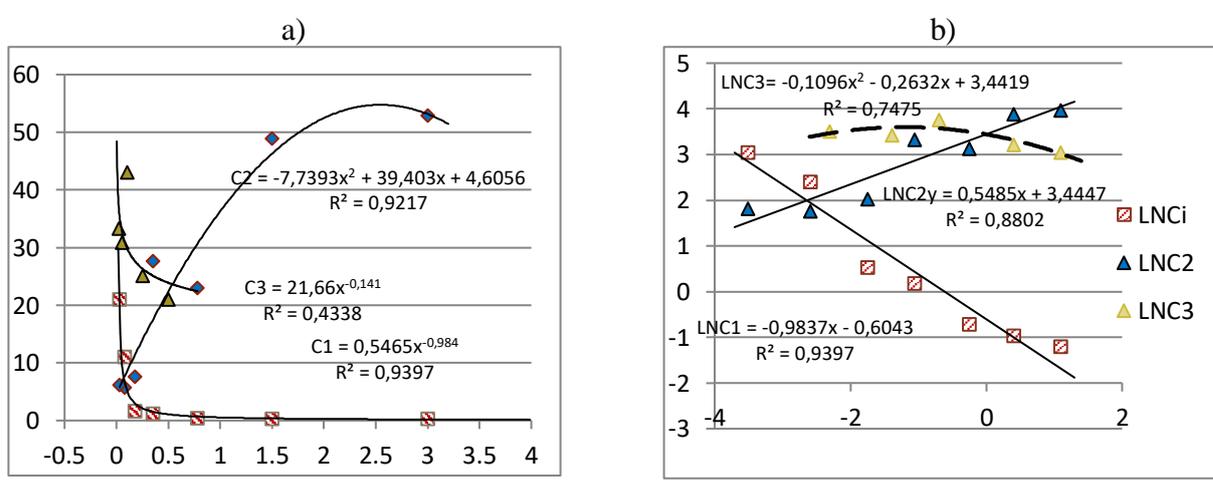


Рисунок 4. Изменение содержания углерода C_{ji} , % в золе от размеров фракциях золы d_i , мм для j -технологий сжигания МВТ: С1 — на подвижной решетке; С2 - «кипящий» слой; С3- вихревое; а) в линейной системе координат $C_{ji}=f(D_i)$; б) в логарифмической системе координат (изменение содержания ... в зависимости от... - возможно, так надо; и согласование не то – нужно проверить все предложение)

Содержание углерода C_{ji} , % во фракциях золы (рис. 4) отличается при сжигании топлива в рассматриваемых технологиях:

- на подвижной решетке наблюдается обогащение углеродом более мелких фракций золы, что согласуется с результатами слоевого сжигания древесного топлива [3];
- в «кипящем» слое углеродом обогащены более крупные фракции;
- при вихревом сжигании наблюдается незначительный рост содержания углерода при снижении размеров золы.

Характер зависимостей на рисунках 3 и 4 показал влияние размеров зольных фракций как на удельную активность проб, так и на содержание в них углерода, и влияния содержания углерода на распределение ^{137}Cs в золе фракций. Влияние содержания углерода C_{ij} фракций золы на удельную активность фракций представлено на рисунке 5.

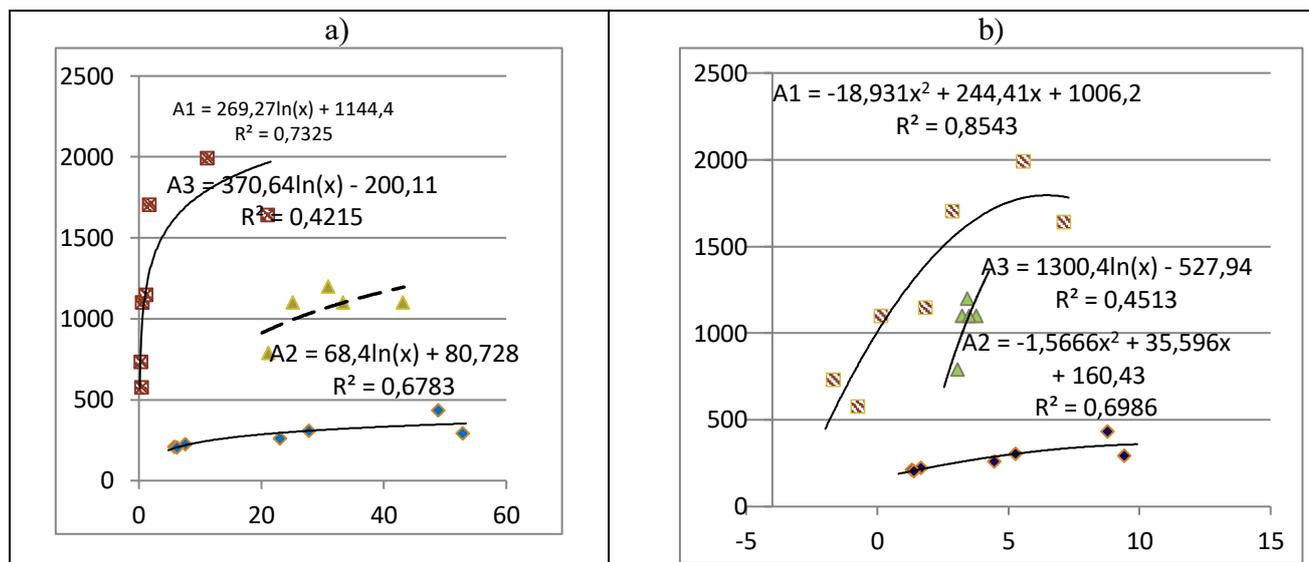


Рисунок 5. Влияние углерода на удельную активность ^{137}Cs A_{ij} , Бк/кг фракций золы от содержания углерода C_{ij} , % при сжигании МВТ в координатах: а) в линейных; б) в полулогарифмических $A_{ij} = F_j(\ln(C_{ij}))$.

Для всех технологий на графиках рисунка 5 проявляется тенденция роста удельной активности золы с увеличением содержания в пробе углеродистой компоненты. Наиболее заметно увеличение удельной активности золы для технологий сжигания на решетке и вихревое и менее заметно для сжигания в «кипящем» слое. Рассмотрим, при каких условиях в основном потоке золы может происходить увеличение содержания углерода.

Обсуждение опытных данных

Сжигание загрязненного радионуклидами МВТ на подвижной решетке с хорошо организованным топочным режимом (поджиг топлива, перемешивание слоев и вывод из слоя золы, позонный ввод горячего воздуха) сопровождается ростом температуры слоя, горячая компонента топлив постепенно выгорает, слой обедняется как углеродистой компонентой топлива, так и цезием до состава подовой золы. В топочное пространство из слоя выносятся углерод в газовой структуре, как в CO_2 , CO , и в более сложных комбинациях с парами влаги, а также минеральные летучие вещества, оксиды, сульфиды и другие соединения цезия, мелкие фракции топлива и золы. За основу химических реакций в газовой среде в работе [10] принимались реакции окисления цезия, гидратирования, образование сернистых соединений и их фазовые состояния (газовые и конденсированные), однако реакции цезия с участием оксида углерода не рассматривались из-за распада молекул Cs_2CO_3 при $T > 800\text{K}$. Образование устойчивых алюмосиликатов цезия при термической обработке РАО рассматривалось в [11]. Обогащение радионуклидами подовой золы и снижение выноса ^{137}Cs с дымовыми газами получено в опытах при сжигании загрязненной древесины в смеси с торфом, лигнином, сланцами, а также с добавками красной глины [12]. Определяющее влияние на формирование и вынос с дымовыми

газами мелкодисперсных сажистых частиц *легколетучего металла калия и других щелочных металлов* показано в исследовании экологических показателей сжигания древесного топлива [13]. Молекулярная доля цезия в группе щелочных металлов золы загрязненного топлива оценена в $1 \cdot 10^{-9}$, вследствие чего основное влияние на образование мелкодисперсных сажистых частиц уноса оказывают низкокипящие щелочные металлы типа калия, натрия, магния, кальция. В работе [13] также получено, что за счет добавок, например, алюмосиликата типа каолинит $Al_2(SiO_4 \cdot 2H_2O)$ и связывания калия в области высоких температур снижается образование и вынос из топочного пространства мелкодисперсных сажистых частиц и увеличивается доля калия в подовой золе (шлаке). Цезий, в связи с высокой реакционной способностью, распределяется в золах с алюмосиликатами подобно, например, калию, с образованием высококипящего $CsAlSiO_4$.

Сажа, углеродные включения дымовых газов по своим физико-химическим свойствам являются также сорбирующими веществами для многих возгоняемых веществ из минерального состава топлива (сера, калий, натрий), в том числе для радионуклидов чернобыльского выброса. Дополнительным механизмом образования высокоактивных мелкодисперсных частиц в дымовых газах является формирование фуллереновых цепочек, шаровых структур – композиций с наличием вакансий и сорбционными свойствами таких частиц с осаждением К или Cs (рисунок 5).

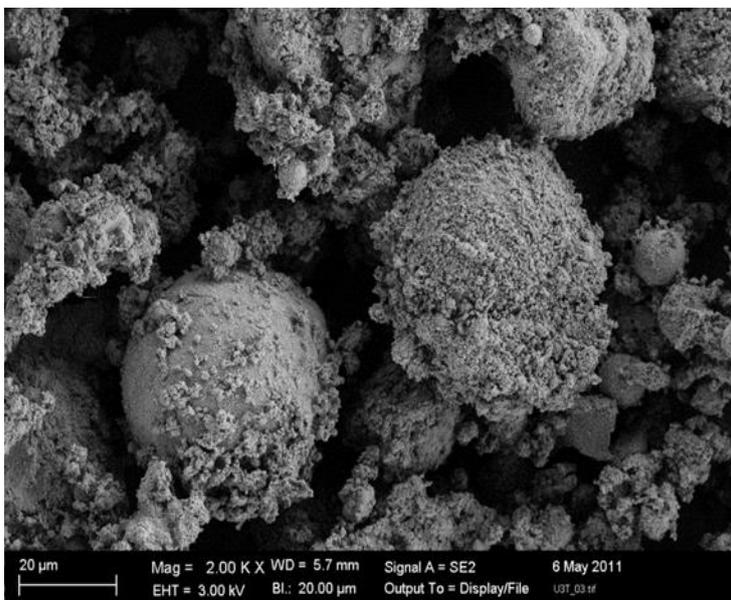


Рисунок 5. Фото формирования мелкодисперсных-аэрозольных сажистых образований в дымовых газах при слоевом сжигании древесного топлива [13]

Характер зависимостей распределения активности в золах топлива на рисунках 3 и 5 показал влияние зольных фракций как на удельную активность проб, так и на содержание в них углерода. На процессы распределения цезия в потоках золы, как следует из проведенного рассмотрения, влияют характеристики топлива (зольность и удельная активность), содержание углерода в золе фракций и технологии сжигания. «Углистые», как углерод, также могут влиять на вынос активности из слоя топлива при горении в слое, на вынос их с дымовыми газами и, как сорбенты, на формирование дисперсно-аэрозольных высокоактивных частиц в дымовых газах.

Для нивелирования различий технологий сжигания и исходных характеристик сжигаемого топлива МВТ (щепа, опилки, смесь щепа-дробленый торф) выполним анализ распределения уровня активности от содержания углерода во фракциях золы в безразмерных критериях и

координатах, за которые примем отношение локальных значений удельной активности фракции золы - A_{ij} , C_{ij} – П1 для всех технологий и фракций к осредненным значениям содержания углистых в фракции - A_{cj} , C_{cj} , для отобранной пробы, где:

$$A_{cij} = A_{ji} / (\sum A_{ji} * m_{ji}) / \sum m_i; C_{cji} = C_{ji} / (\sum C_{ji} * m_{ji}) / \sum m_i. \quad (1)$$

Результаты расчетов по формуле(6) приведены в таблице 3, анализ результатов на рисунках 6 и 7.

Характеры обобщающих кривых для всех трех технологий сжигания МВТ подобны с увеличением долевой активности фракций с большей долей углистых. На рисунке 7 представлено обобщение всех данных в осредненных координатах.

Таблица 3. Результаты расчета безразмерных критериев удельной активности A_{cj} и углистых C_{cj} для ij - зольных фракций по данным таблицы П1

C_{ci1}	A_{ci1}	C_{ci2}	A_{ci2}	C_{ci3}	A_{ci3}
0,063	0,509	6,246	1,312		
0,079	0,401	5,773	1,945		
0,102	0,764	2,715	1,173	0,707	0,746
0,251	0,797	3,270	1,370	0,814	1,039
0,355	1,183	0,897	1,002	1,398	1,039
2,317	1,382	0,685	0,943	1,002	1,134
4,384	1,139	0,732	0,916	1,080	1,039

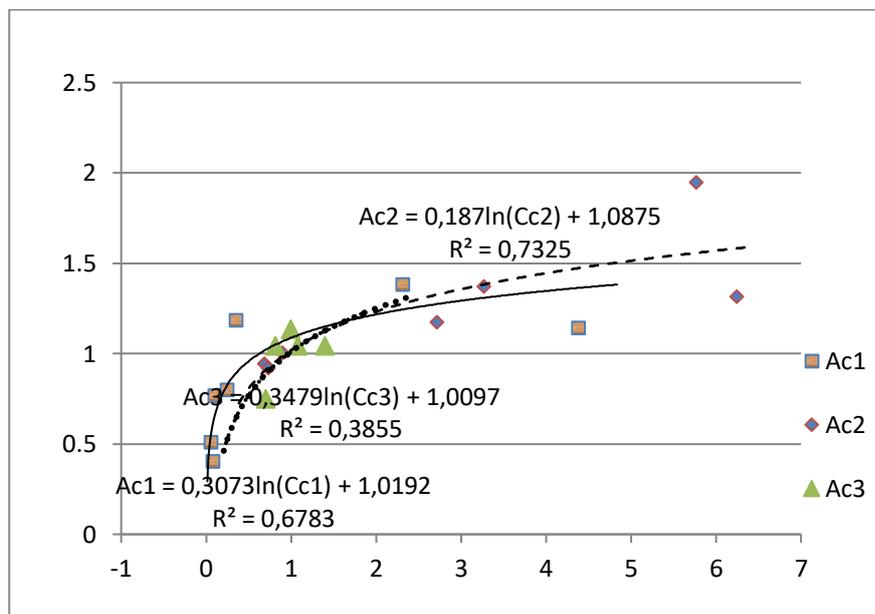


Рисунок 6. Характер изменения осредненных значений удельной активности фракций золы A_{cij} от осредненных значений содержания углистых C_{cji} для всех технологий сжигания: - в подвижном слое; 2 - в «кипящем» слое; 3 - в вихревой топке (опять же, скорее всего, пропущено **В ЗАВИСИМОСТИ** от осредненных значений)

Результаты обобщены зависимостью:

$$A_{cij} = F(C_{cij}) = 0,2094 \ln(C_{cij}) + 1,0755 \quad (2)$$

Отметим, что зависимость (2) получена при высокой погрешности измерений, как при отборе проб в промышленных условиях, рассеиве фракций золы, принятых ряде допущений и измерений, поэтому служит качественным подтверждением связи распределения удельной активности золы в зависимости от содержания в золе углистых фракций (углерода С).

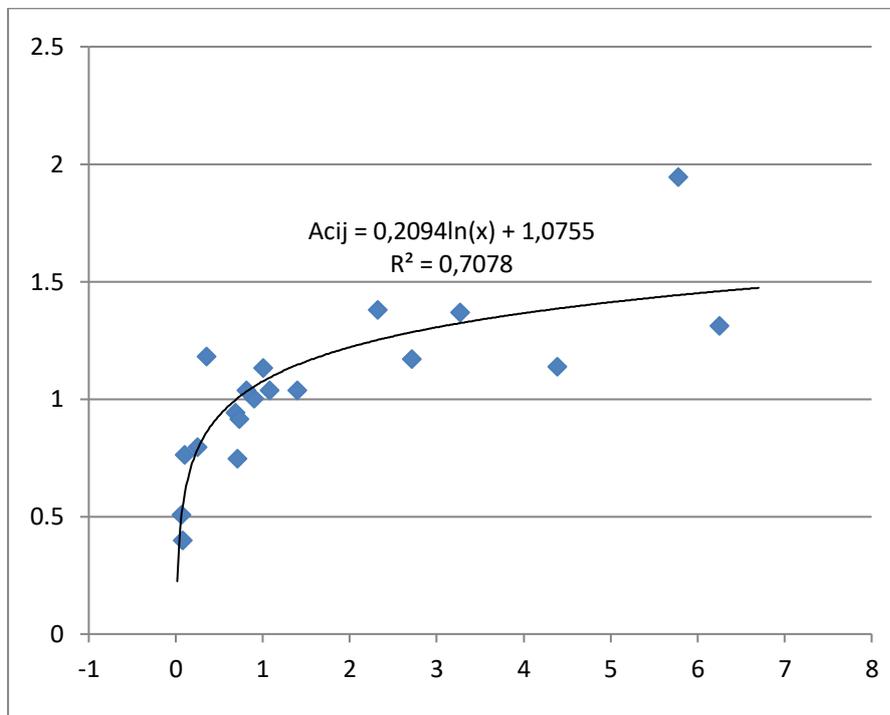


Рисунок 7. Зависимость удельной активности фракций золы от содержания углерода в золе в осредненных координатах $A_{cij}=f(C_{cji})$ для исследованных технологий сжигания МВТ

Заключение

На основании представленного обобщения следует минимальное содержание удельной активности фракций золы с низкой долей углерода для всех технологий и фракций золы. Не исключено, что это характерно для фракций золы эффективно выгоревшего при высокой температуре до минеральной компоненты топлива со значительной долей выбросов активности с дымовыми газами.

В диапазоне шкалы осредненных критериев углистых C_{cji} от 0,06 до 1,1 наблюдается резкий рост критерия с уровня 0,4 до 1,1 с последующим выполаживанием A_{cij} до 1,5. Координаты 1,0-1,0 характеризуют оптимальное отношение содержания активности к содержанию углерода. Высокие значения в золах C_{ci} , характерны, в основном, для сажистых мелко-дисперсных фракций золы, где, видимо, проявляется сорбционный характер углерода (рисунок 7).

В исследованиях [12] также показано, что при сжигании смесевых композиций с добавками торфа и образования в топочном пространстве конденсированных фаз типа Cs_2SO_4 достигается снижение выноса цезия из топочного пространства и фиксация его в подовой золе. Подобный эффект получен и при внесении в топливо добавок в виде сланцев, красной глины с образованием низколетучих соединений цеонитов типа $CsAlSiO_4$ [11].

Полученные результаты и анализ накопленных данных показывают, что в энергетических установках страны при сжигании загрязненных радионуклидами биотоплива и МВТ могут быть достигнуты минимизация радиоэкологического воздействия выбросов цезия с дымовыми газами и приемлемые показатели эффективности технологии горения МВТ за счет формирования топочных композиций топливной щепы с торфом, сланцами, лигнином, добавок алюмосиликатов.

Список литературы

1. Прудникова, О.Ф. О развитии возобновляемых источников энергии Республики Беларусь // Минэнерго. Семинар по ВИЭ [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://news.tut.by/economics/617216.html>; дата доступа - 28/11/2018.

2. Крецкий, В. О достижениях Беларуси в сфере энергосбережения и энергоэффективности // Департамент по энергоэффективности. Комментарии. 20 апреля 2023, 11:22 / Режим доступа: <https://belta.by/comments/view/kretskij-o-dostizhenijah-belarusi-v-sfere-energoberezheniya-i-energoeffektivnosti-8688>; дата доступа - 24 апреля 2025.

3. Power Production from Radioactively Contaminated Biomass and Forest Litter in Belarus -Phase Ib/ Ris0 - j0rn Roed, - a, ELSAMPROJEKT, Denmark- Kasper G. Andersson, IPEP, Belarus- Alexandre J. Grebenkov, Vitalij N. Solovjev, Igor G. Pleshchenkov, a, Sandia National Laboratories, USA - Larry Baxter. Ris0 National Laboratory, Roskilde/ Ris0-R-1146(EN), /L112. March 20003.

4. Радиоэкологические аспекты сжигания древесного топлива на крупных энергетических установках Беларуси / В.Н. Соловьев [и др.] // Энергетическая стратегия. – Минск, 2010. – №1(13). – С. 35–38.

5. Полевые и расчетно-экспериментальные исследования радиационных показателей типовых отопительных котельных на загрязненных радионуклидами местных видах топлива: отчет о НИР/ ОИЭЯИ - Сосны НАН Беларуси; рук. Соловьев В.Н. – Минск, 2020г. - 146с. - инв. № 2049.

6. Полежаев Ю.В. Снижение эмиссии ^{137}Cs в атмосферу при сжигании загрязненного радионуклидами твердого топлива в условиях возбуждения термоакустических автоколебаний и газодинамических пульсаций. Полежаев Ю.В и другие // Инженерно-физический журнал. – 2015. – т. 88. – №2. – С. 364–370.

7. Изучение радиационных показателей и отработка элементов технологии безопасного сжигания торфа и топливных композиций, загрязненных радионуклидами, в энергетических и теплогенерирующих установках/ Отчет о НИР ОИЭЯИ- Сосны НАН Беларуси; рук. Соловьев В.Н.. – Минск, 2013. – 177 с. – инв. № 1413.

8. Исследование технологических характеристик золы уноса при сжигании местных видов топлива, загрязненных радионуклидами/ Соловьев В.Н., Бида Л.А., Кузьмина Н.Д., и др. — Материалы VI Междунар. конф. «Ядерные технологии XXI века», г. Минск, 25-27 октября 2016 г.

9. Экспериментальное изучение спектра размеров частиц летучей золы, корреляции между фракциями золы и их активностью в условиях термической переработки биомассы: отчет о НИР / ОИЭЯИ-Сосны, отд. ИПЭ; рук. темы В.Н. Соловьев. – Минск, 2003г. - 49с. - инв. № 143.

10. Концентрирование цезия-137 в золе уноса при сжигании местных видов топлива, загрязненных радионуклидами/ И.Г. Плещенков, В.Н. Соловьев // сбор. докл. III междунар. конф. «Ядерные технологии XXI века, г. Минск, 23–26 окт. 2012 г. — С.91–97.

11. Гринько, А. М. Совершенствование технологии и оборудования пиропереработки РАО / А. М. Гринько, В. В.Токаревский, Ю.В.Верюжский // Сотрудничество для решения проблемы отходов: матер. 4-й межд. конф., Харьков, Украина, 31 января - 1 февраля 2007г. [Электронный ресурс]. - Режим доступа: <http://waste.com.ua/cooperation/2007/theses/index.html>.

12. О влиянии топливных и минеральных добавок на эмиссию ^{137}Cs при сжигании загрязненного радионуклидами древесного топлива/ Плещенков И.Г. Ядерные технологии XXI века. Сб. докл. VII межд. конф. —Минск: ОИЭЯИ—Сосны. 2018.С.209-2014

13.Isabel Höfer. Analyse des Feinstaubminderungspotentials bei der Biomasseverbrennung durch Additive als brennstoffseitige Maßnahme. Berichtspräsentation und «Konferenzen Energiewirtschaft – Erneuerbare Energien in Belarus und Deutschland». vom 09.10.-10.10.2018- Minsk.

Таблица 1 П. Масса, удельная активность, содержания горючих во фракциях рассева зольных отходов при сжигании МВТ на котельных Речицкой ТЭЦ, ТЭЦ Жодино и ЦКК г. Светлогорск [7-10]

Размер ячеек сита Φ	Фракция золы, d_i	Масса полученной фракции M_{di}	Массовая доля фракции m_{di}	$A_{уд} i$,	Доля активности фракции $\Delta A_{уд}, a_i$	Содержание горючих во фракции, m_{ci}
	мм	г	%	Бк/ кг	%	%
Котел ВОЕ ТОЕ Речица ТЭЦ щепы топливная Зола подовая + унос						
$2 < \Phi$	2,5	63,8	4,6	733	14,47	0,3
$2 > \Phi > 1$	1,5	137,65	9,9	577	16,86	0,38
$1 > \Phi > 0,5$	0,75	90,38	6,5	1101	11,62	0,49
$0,5 > \Phi > 0,25$	0,38	297,45	21,5	1148	12,01	1,2
$0,25 > \Phi > 0,1$	0,18	406,4	29,3	1704	10,43	1,7
$0,1 > \Phi > 0,05$	0,75	274,75	19,8	1990	10,79	11,1
$0,05 > \Phi$	0,038	115,75	8,4	1641	13,35	21
Котел Е-60-9,5-510 ДФТ Жодино щепы топливная торфобрикеты дробленый Зола уноса + фильтрационная						
$2 < \Phi$	2,5	4,2	0,4	292	24,32	52,9
$2 > \Phi > 1$	1,5	20,1	2	433	21,71	48,9
$1 > \Phi > 0,5$	0,75	5,6	0,6	261	24,03	23
$0,5 > \Phi > 0,25$	0,385	37,6	3,8	305	21,14	27,7
$0,25 > \Phi > 0,1$	0,18	337,95	34,3	223	20,18	7,6
$0,1 > \Phi > 0,05$	0,75	471,9	47,9	210	20,84	5,8
$0,05 < \Phi$	0,038	108,2	11	204	20,29	6,2
Котел Wellons ТЭЦ Светлогорского ЦКК опилки, отходы деревообработки Зола подовая + унос						
$1 > \Phi > 0,5$	0,75	н/д	н/д	790	н/д	21,8
$0,5 > \Phi > 0,25$	0,38			1100		25,1
$0,25 > \Phi > 0,1$	0,18			1100		43,1
$0,1 > \Phi > 0,05$	0,75			1200		30,9
$0,05 > \Phi$	0,038			1100		33,3

ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ С МИКРОТВЭЛАМИ: РЕШЕНИЕ ПРОБЛЕМЫ ТОРЦЕВЫХ ЭФФЕКТОВ

А.П. Ахрамович¹, В.П. Колос¹, А.А. Михалевич¹, С.Н. Сикорин²

*¹ Институт энергетики Национальной академии наук Беларуси,
Минск, ² Объединенный институт энергетических и ядерных исследований –
Сосны Национальной академии наук Беларуси, г. Минск, Республика Беларусь*

С момента создания первых ядерных реакторов ученые, конструкторы, инженеры стремились к постоянному их улучшению; перед ними всегда стояла задача сделать следующее поколение реакторов более совершенными по сравнению с предыдущим. Эта задача актуальна и сейчас.

Усовершенствование реактора состоит в повышении его безопасности, надежности, экономичности, маневренности, энергонапряженности (удельной мощности). Все эти характеристики взаимосвязаны. Остановимся на двух из них: маневренности и энергонапряженности. Первая определяется, главным образом, рабочим диапазоном изменения мощности и скоростью перехода с режима на режим, вторая – интенсивностью теплосъема. Маневренность и энергонапряженность характеризуют оригинальность конструкции реактора, наукоемкость, продуманность и зрелость принятых технических решений. Именно по ним можно судить, насколько далеко мы продвинулись в развитии ядерной техники.

В настоящее время энергонапряженность ядерных реакторов со стержневыми твэлами, в основном (кроме отдельных реакторов специального назначения), составляет 0,1 – 0,5 МВт/дм³ и практически достигла своего предела. Перегрузка – сложный процесс, требующий высокой квалификации исполнителей; для реакторов ВВЭР его длительность может составлять от одной до нескольких недель. Повышение безопасности реакторов обеспечивается за счет тривиальных решений – увеличения масштаба дублирования систем управления и защиты, прочности материалов защитного колпака и тому подобного, что существенно повышает стоимость реакторного блока.

Все это свидетельствует о том, что ядерные реакторы со стержневыми твэлами достигли пика своих технических возможностей. Необходимы прорывные инновационные решения, дающие толчок для перехода на качественно более высокий уровень совершенства ядерных устройств. Одним из них может быть применение нового вида ядерного топлива – микротвэлов.

Микротвэлы – это шарики из делящегося материала в большинстве своем диаметром порядка миллиметра, покрытые многослойной защитной оболочкой для удержания радиоактивных продуктов деления (рисунок 1). Топливное ядро может быть выполнено из оксида урана, а защитные слои (в последовательности от центра к периферии) – из пористого пироуглерода, плотного пироуглерода, опять же пористого пироуглерода (буферный подслой) и плотного карбида кремния.

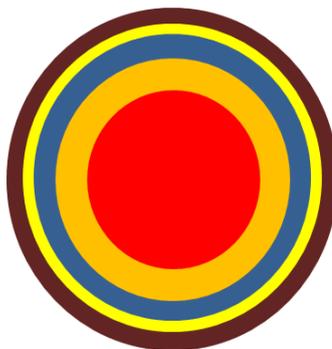


Рисунок 1 – Схема микротвэла

Отметим основные свойства микротвэлов, позволяющие считать их перспективными для развития ядерной энергетики. В первую очередь, это сыпучесть, которая дает возможность использовать гидро- пневмотранспорт для перегрузки активной зоны, сделать перегрузку быстрой, простой и надежной. Следующее преимущество – огромная удельная поверхность теплосъема, позволяющая поднимать энергонапряженность до величин на порядок больше, чем у большинства реакторов со стержневыми твэлами. К достоинствам относится также ничтожно малое **сечение** поглощения нейтронов оболочкой микротвэлов.

При работе реакторов основную угрозу несет ядерное топливо, находящееся в активной зоне. Перечисленные преимущества позволяют увеличить удельную мощность реактора, и, тем самым, уменьшить количество опасного материала в активной зоне. Учитывая необычайно высокую стойкость микротвэлов, обеспечивающую надежное удержание радиоактивных продуктов деления при любых авариях, это топливо перспективно и с точки зрения достижения качественно нового, более высокого уровня безопасности ядерной энергетики. Специалисты называют его антитеррористическим [1].

Таким образом, энергонапряженность ядерных реакторов с микротвэлами может достигать при необходимости 10 МВт/дм^3 – и это еще не предел. Перегрузка может осуществляться менее чем за сутки, стоимость изготовления микротвэлов на 40 % меньше, чем стержневых топливных элементов, планируемая глубина выгорания выше. Это топливо может применяться в реакторах различного целевого назначения для атомных модульных энергетических станций, энерготехнологических станций, транспортных установок наземного, водного и космического базирования [2–5].

Уже во второй половине 60-х годов прошлого века ведущими научными центрами были разработаны проекты реакторов с микротвэлами. Одной из главных проблем было создание конструкции активной зоны, обеспечивающей надежный теплосъем при умеренных потерях давления. На рисунке 2 показаны принципиальные схемы тепловыделяющих сборок с продольно-поперечным движением теплоносителя через засыпку микротвэлов (топливный слой), находящуюся между двумя коаксиальными решетками и ограниченную с торцов непроницаемыми стенками [6, 7]. Теплоноситель подается в своеобразный распределительный канал, образованный конструктивными элементами активной зоны, и, двигаясь по нему, фильтруется в продольно-поперечном направлении через топливный слой, снимает генерируемое там тепло, попадает в отводной канал и покидает сборку.

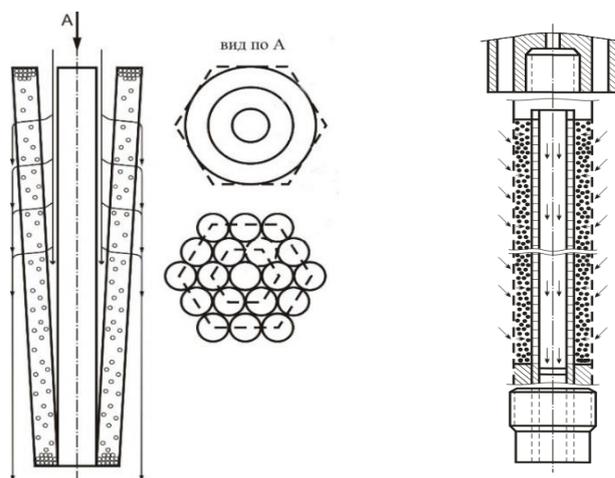


Рисунок 2 – Принципиальные схемы тепловыделяющих сборок для теплового (а) и быстрого (б) реакторов с микротвэлами

На сегодняшний взгляд эти конструкции далеки от совершенства, как и используемые в них микротвэлы. В середине семидесятых годов в соответствии с постановлением директивных органов Советского Союза была сформирована группа ученых, перед которыми ставилась задача разработать основы проектирования ядерных реакторов с микротвэлами удельной мощностью до 10 Мвт/дм^3 включительно. Первый этап этой работы заключался в создании физико-математического обеспечения расчета размеров и форм конструктивных элементов ядерного реактора, теплофизических и нейтронно-физических характеристик. В эту группу были включены и научные сотрудники Института ядерной энергетики Академии наук Белорусской ССР. Для решения поставленной задачи на площадке института была создана специальная экспериментальная база:

- критический стенд «Астра» для исследований нейтронной физики реакторов с микротвэлами и анализа их безопасности;
- стенд «Коллектор» для изучения закономерностей распределения теплоносителя по высоте топливного слоя;
- стенд «Улитка» для отработки способов равномерной устойчивой раздачи теплоносителя по окружности топливного слоя;
- установка «Имитация», позволяющая ядерный нагрев в сборках имитировать с помощью СВЧ-излучения;
- стенд «Перегрузка» для отработки приемов загрузки-выгрузки реактора с помощью гидротранспорта;
- материаловедческий стенд «Композит»; уже в 1974 г. на нем были проведены испытания микротвэлов на совместимость с теплоносителями: вода, углекислый газ и тетраоксид азота.

Благодаря исследованиям, проведенным на экспериментальных стендах, были выявлены эффекты, влияющие на работоспособность реакторов с микротвэлами. Одним из них, получившим название «торцевой эффект», является образование вблизи непроницаемых поверхностей, ограничивающих топливный слой, зон со своеобразной застойно-импульсивной фильтрацией теплоносителя (рисунок 3). В них отмечается недопустимо низкая интенсивность теплосъема; при определенных условиях такая фильтрация вызывает вибрацию сборки.

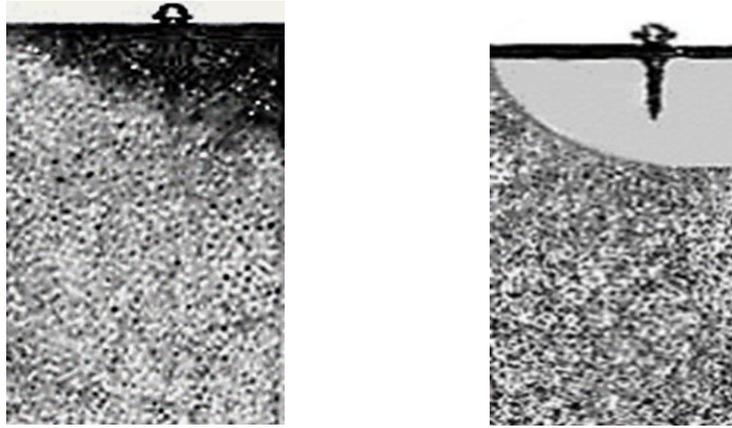


Рисунок 3 – Визуализация потока жидкости вблизи торцов засыпки шариковых частиц (затемненные области – наблюдаемый «торцевой эффект»)

Имеющиеся на то время модели течения не предсказывали такого явления. Проблема «торцевого эффекта» была устранена путем придания непроницаемым ограждающим слоем у стенок определенной формы (рисунок 4).

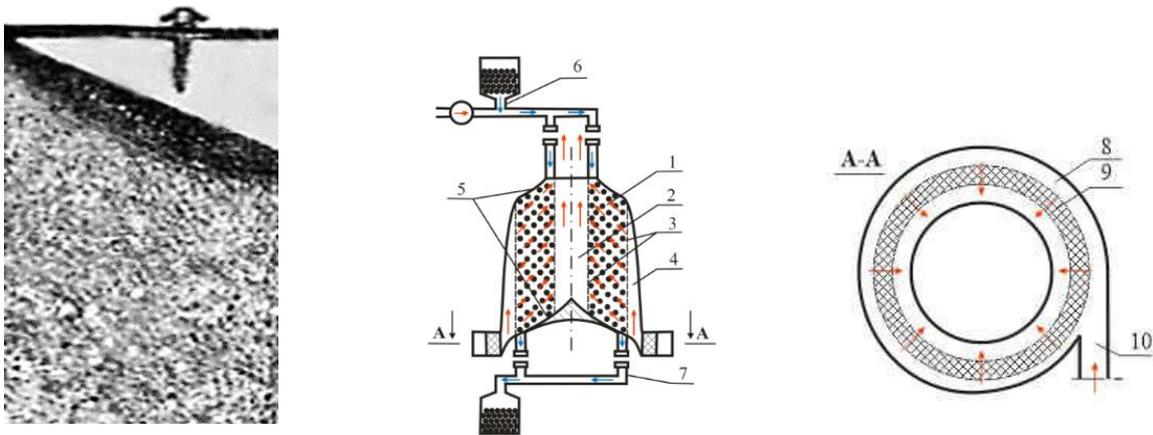


Рисунок 4: а) визуализация потока жидкости вблизи профилированного торца засыпки шариковых частиц; б) принципиальная схема реактора с профилированными торцами, «улиточным» устройством подвода теплоносителя к топливному слою и системой перегрузки микротвэлов: 1 – слой микротвэлов; 2 – отводной канал; 3 – ограждающие слой решетки; 4 – распределительный канал; 5 – профилированные торцы слоя; 6 – система загрузки микротвэлов; 7 – тракт выгрузки микротвэлов; 8 – улиточный канал; 9 – пористая втулка; 10 – канал входа теплоносителя

Форма торцов определялась из решения системы уравнений, в которой уравнение фильтрации, выведенное американскими учеными [8, 9] без всякой идеализации пористого слоя,

$$(\varepsilon \rho \vec{V} \nabla) \vec{V} + \varepsilon \nabla P - \varepsilon \nabla \sigma - \nabla \mu \nabla \vec{V} = 0 \quad (1)$$

было заменено на уравнение динамического согласования

$$\nabla^2 P = \frac{1}{2} \nabla \left(\ln \frac{k}{\rho} |\nabla P| \right) \cdot \nabla P \quad (2)$$

с граничными условиями

$$P|_{r=R_1} = P_1(x); \quad x \in [0: L];$$

$$P|_{r=R_2} = P_2(x); \quad x \in [a_0; L + a_L]; \quad (3)$$

$$\frac{\partial P}{\partial n}|_{s_{0,L}} \equiv 0.$$

Здесь ε – пористость слоя; ρ , μ , \vec{V} , P – плотность, динамическая вязкость, вектор скорости и давление теплоносителя, соответственно; σ – тензор напряжения; k – коэффициент гидравлического сопротивления слоя микротвэлов. Геометрические параметры $R_{1,2}$, L , $a_{0,L}$, $S_{0,L}$ показаны на рисунке 5.

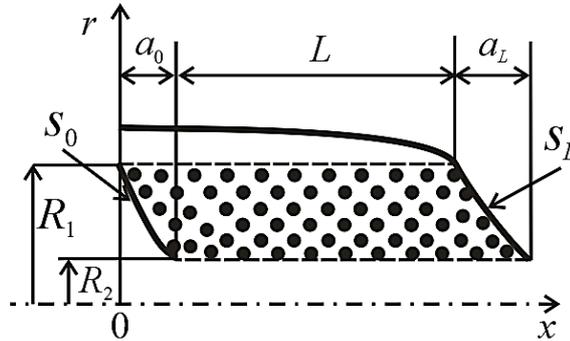


Рисунок 5 – Схема топливного слоя с профилированными торцами

Уникальность выражения (2) заключается в согласовании точности модели статистического ансамбля, описывающей структуру топливного слоя, с точностью модели сплошной среды, описывающей движение теплоносителя. Новизну и оригинальность также придают граничные условия на непроницаемых торцах – форма их поверхности неизвестна (является искомой величиной), а производная давления теплоносителя по нормали к ним должна быть тождественно равна нулю.

Такая постановка задачи нарушает привычную процедуру расчета реактора, когда определение нейтронно-физических и теплофизических характеристик проводилось по отдельности, а затем результаты сопрягались методом итераций. В настоящее время существуют мощные программы, которые позволяют одновременно находить все характеристики реактора, однако они требуют задания конкретных геометрических параметров конструктивных элементов. Здесь же контуры активной зоны не определены.

Сложность проблемы заключается в симбиозе прямой и обратной задач теплофизики. Определение полей нейтронно-физических и теплофизических параметров является прямой задачей, а выражения, описывающие формы и размеры конструктивных элементов реакторов (профили распределительного и отводного каналов, верхней и нижней торцевых стенок, радиусов ограждающих решеток и т.п.), – обратной, требующей регуляризации, поскольку решение неустойчиво. Таким образом, получена гибридная задача, усложненная еще вдобавок граничными условиями в виде тождеств. Надежных отработанных приемов их решения нет. Уже в 80-х годах прошлого столетия математики считали, что постановка и решение таких задач открывает новое направление в математической физике.

«Торцовый эффект» – это только одна из проблем, выявленных при разработке реакторов с микротвэлами. Существуют и другие не менее сложные и важные задачи. Создание реакторов нового поколения с микротвэлами требует межгосударственного сотрудничества с участием ученых различных областей знаний: нейтронная физика, теплофизика, материаловедение, математика, искусственный интеллект и т.д. И,

главное, привлечение молодых кадров. Для их обучения, а также для переподготовки специалистов в области ядерной энергетики необходима специальная программа, дающая информацию о новейших разработках, методах и методиках решения возникающих проблем, направляющая их на генерацию новых идей.

Список литературы

1. Гришанин, Е. И. Антитеррористическое топливо для АЭС // Атомная стратегия. – 2007. – № 29. – С. 15.
2. Перспективы применения микротвэлов в ВВЭР / Н.Н. Понаморов-Степной, Н.Е. Кухаркин, А.А. Хрулев и др. // Атомная энергия. – 1999. – Т. 86, вып. 6. – С. 443–449.
3. Ананич, П. И. Перспективы использования реакторов с шаровыми твэлами малого диаметра в космических ядерных энергодвигательных установках / П. И. Ананич, В. Т. Казазян, С. Н. Сикорин // Ядерная энергетика в космосе: сб. докл. Пятой Междунар. конф., Подольск, Россия, 23–25 марта 1999. – Подольск, 1999. – Ч. 1. – С. 131–141.
4. Казазян, В.Т. О возможности создания тепловыделяющих сборок на основе шариковых твэлов для перспективных водо-водяных энергетических реакторов / Казазян В.Т. [и др.] // Мат-лы науч.-техн. конф. «Перспективы и проблемы развития атомной энергетики России и ряда государств бывшего СССР на пороге XXI века», С.-Петербург, Россия, 5-7 октября 1999. – С.-Петербург, 1999. – С. 109–115.
5. Ананич, П.И. Возможность создания реакторов малой мощности с активной зоной на основе шариковых твэлов / П.И. Ананич [и др.] // Атомная энергия. – 2004. – Т.97, вып. 3. – С.168–172.
6. Хоперский, А.И. Быстрые высокотемпературные реакторы с газовым охлаждением / А.И. Хоперский // Атомная техника за рубежом. – 1970. – № 10. – С. 3–13.
7. Temme, M. I. The Heat-hydravlies analysis of possibility of using the fixed bed fuel element in the nuclear reactor with metal-gidrid moderator / M. I. Temme. – AN-MLX-99, 1962. – Vol. 5. – 336 p.
8. Whitaker, S. The equations of motion in porous media / S. Whitaker // Chem. Eng. Sci. – 1966. – V. 21, № 3. – P. 291–300.
9. Gray, W.G. A derivation of the equations for multi-phase transport / W.G. Gray / Chem. Eng. Sci. – 1975. – V.3, № 2. – P. 229–233.

ИНФРАСТРУКТУРА ФИЗИЧЕСКОЙ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ ПРОГРАММЫ

О.Б. Гурко, к.т.н., вед. научн.сотр, М.А. Козел, ст.научн. сотр.,
Л.Г. Лукашевич, ст.научн.сотр., И.А. Рымарчик, ст.научн.сотр.

*Объединённый институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
Национальной академии наук Беларуси, г. Минск, Республика Беларусь*

Создание эффективной национальной инфраструктуры физической ядерной безопасности для ядерно-энергетической программы является одним из основных элементов успешной ее реализации. Эффективная национальная инфраструктура физической ядерной безопасности имеет критически важное значение для обеспечения того, чтобы ядерные и другие радиоактивные материалы не попали в руки тех, кто мог бы использовать их для совершения преступных или других несанкционированных действий, и для пресечения актов диверсии в отношении связанных с ними установок и деятельности, в том числе при перевозке (транспортировке). Эффективная инфраструктура физической ядерной безопасности включает правовую, регулирующую и институциональную базу, национальную стратегию в области физической ядерной безопасности.

Мероприятия, которые необходимо осуществить в ходе подготовки инфраструктуры для ядерной энергетики, можно разделить на 5 этапов. Длительность каждого из них в стране зависит от степени приверженности поставленной цели и объема используемых ресурсов. Термин «инфраструктурная веха» используется для определения точки, в которой подлежащие осуществлению на данном этапе развития мероприятия были успешно выполнены. Каждая «инфраструктурная веха» поэтому соответствует выполнению ряда мероприятий без привязки к продолжительности ее достижения.

Тремя этапами развития инфраструктуры, необходимой для обеспечения реализации ядерно-энергетической программы, являются:

- этап 1: рассмотрение и изучение вопроса перед принятием решения о начале осуществления ядерно-энергетической программы;
- этап 2: подготовка к заключению контракта на строительство АЭС после принятия политического решения;
- этап 3: деятельность по реализации проекта первой АЭС.

Завершение каждого этапа отмечается конкретной вехой, при достижении которой может быть проведена оценка прогресса в усилиях по развитию инфраструктуры, а также принято решение о переходе к следующему этапу. Такими вехами являются:

- веха 1: готовность к принятию осознанного обязательства в отношении развития ядерно-энергетической программы;
- веха 2: готовность к проведению тендера/заключению контракта для строительства первой АЭС;
- веха 3: готовность к вводу в эксплуатацию и эксплуатации первой АЭС.

На рисунке 1 приведены этапы и вехи развития инфраструктуры ядерной энергетики [1].



Рисунок 1. Развития инфраструктуры ядерной энергетики

В развитии инфраструктуры ядерной энергетики участвуют три ключевые организации: правительство, оператор АЭС и регулирующий орган. У каждой организации есть определенная роль, а обязанности развиваются по мере продвижения программы.

На этапе 2 должно быть реализованы несколько элементов инфраструктуры, в том числе связанных с нормативно-правовой базой и созданием ключевых организаций, работа которых должна быть хорошо скоординированной.

Оператор играет ключевую роль в обеспечении того, чтобы к концу этапа 2 развить компетенцию для управления ядерным энергетическим проектом, соответствовать нормативным требованиям и быть самостоятельной компетентной организацией, которая в течение этапа 3 разработает и реализует планы по подготовке к безопасной эксплуатации станции. Эти планы могут включать партнерство с организациями, имеющими опыт эксплуатации АЭС.

Регулирующий орган должен расширять и развивать ключевые компетенции, необходимые в процессе принятия регулирующих решений. Он должен иметь достаточные полномочия, кадровые и финансовые ресурсы и действовать без каких-либо неправомерных влияний, таких как давление, связанное с меняющимися политическими обстоятельствами или экономическими условиями, или давление со стороны правительственных органов или других организаций. На ранней стадии программы регулирующему органу может потребоваться существенная поддержка со стороны консультантов или организаций технической поддержки (в том числе со стороны опытного регулирующего органа, лицензировавшего аналогичные объекты) для выполнения своих задач.

Политика и стратегия государства в области физической ядерной безопасности должны основываться на политике национальной безопасности и определять:

- международные обязательства, содержащиеся в международно-правовых документах в области физической ядерной безопасности;
- элементы всеобъемлющей инфраструктуры физической ядерной безопасности, включая соответствующие системы и меры по предотвращению и обнаружению событий, связанных с физической ядерной безопасностью, и реагирования на них;
- закреплять ответственность за государственными органами, которые будут заниматься созданием, поддержанием, развитием и обеспечением устойчивости инфраструктуры физической ядерной безопасности и функционирования механизмов координации и взаимодействия, а также внедрением систем физической ядерной безопасности и мер по их обеспечению в рамках данной инфраструктуры;
- меры по эффективному обеспечению устойчивости и постоянного совершенствования и актуализации инфраструктуры физической ядерной безопасности посредством управления

знаниями и преемственностью персонала, а также соответствующих программ по созданию потенциала, включая учебно-образовательную базу;

- взаимоотношения государства с ключевыми международными учреждениями, такими как МАГАТЭ, а также другими государствами, в том числе в рамках многосторонних и двусторонних соглашений;

- процесс, поддерживающий обмен информацией и достижение целей борьбы с правонарушениями в области физической ядерной безопасности, в том числе с террористическими актами;

- меры по обеспечению физической ядерной безопасности в отношении реагирования на события, связанные с физической ядерной безопасностью, с целью обеспечения безопасного и надежного возвращения под регулирующей контроль ядерных и других радиоактивных материалов, находящихся вне регулирующего контроля;

- меры, касающиеся судебного преследования и/или экстрадиции лиц, обвиняемых в совершении правонарушений, имеющих отношение к событиям, связанным с физической ядерной безопасностью.

Также в государстве должны быть определены компетентные органы, имеющие обязанности, связанные с обеспечением физической ядерной безопасности, установлены их задачи и обязанности в целях создания национальной инфраструктуры физической ядерной безопасности, обеспечена надлежащая координация между ними относительно задач и обязанностей каждого, а также порядок обмена информацией в соответствии с принципами обеспечения ее защиты.

Каждый компетентный орган должен иметь полномочия и ресурсы, необходимые для выполнения возложенных на него обязанностей, касающихся физической ядерной безопасности. Компетентные органы, ответственные за национальную инфраструктуру физической ядерной безопасности, могут работать на национальном, государственном и/или местном уровнях.

Национальные политика и стратегия в области физической ядерной безопасности в рамках инфраструктуры физической ядерной безопасности должны быть разработаны к концу этапа 1 до достижения вехи 1, в полной мере осуществляться во время этапа 2 до достижения вехи 2 и пересмотрены и обновлены на этапе 3 до достижения вехи 3.

Национальные политика и стратегия должны пересматриваться, дополняться и корректироваться при необходимости, в том числе в рамках актуализации результатов национальной оценки угроз.

Общие меры по обеспечению физической ядерной безопасности для создания эффективной инфраструктуры физической ядерной безопасности включают разработку:

- национальной оценки угроз;

- проектной угрозы (ПУ) для проекта ядерной установки, с тем чтобы оценить угрозу несанкционированного изъятия ядерных материалов категории I или диверсии в отношении ядерных материалов и ядерных установок, которая имеет потенциально серьезные радиологические последствия, например, для атомной электростанции;

- оценки угроз для проектирования мер по обеспечению физической ядерной безопасности для других категорий ядерных материалов и ядерных установок, радиоактивных материалов, связанных с ними установок и деятельности;

- комплексного подхода к обеспечению физической ядерной безопасности, включая:

- надлежащее управление чувствительной информацией в области физической ядерной безопасности и ее защиту;

- обеспечение проверки благонадежности персонала;

- развитие людских ресурсов для физической ядерной безопасности;

- высокий уровень культуры физической ядерной безопасности;

- меры по обеспечению устойчивой национальной инфраструктуры физической ядерной безопасности.

Защита чувствительной информации и соответствующих систем

Для эффективной национальной инфраструктуры физической ядерной безопасности требуются надлежащие методы идентификации, классификации, защиты и управления чувствительной информацией во всех формах, охватывающие все стадии жизненного цикла информации: создание, использование, хранение и уничтожение.

В государстве должна быть определена национальная политика в области обращения с чувствительной информацией, связанной с физической ядерной безопасностью, на основе принципа служебной необходимости, дифференцированного подхода и принципов глубокоэшелонированной защиты. В определение политики включается:

- определение информации, которую необходимо защищать;
- четкое распределение обязанностей с целью обеспечения защиты чувствительной информации;
- классификация информации по степени секретности, включая уровень, на котором информация должна быть защищена;
- меры по обработке информации, включая способы ее хранения, передачи или уничтожения;
- распределение обязанностей каждого из компетентных органов относительно защиты информации;
- определение других мер, необходимых для защиты чувствительной информации, таких как защита электронных данных;
- порядок и механизмы обмена чувствительной информацией и помощи правоохранительным органам и прокуратуре;
- детальные процедуры, форматы и регламенты относительно того, как информация, включая информацию о системах и мерах обнаружения и реагирования, будет предоставляться другим государствам, особенно соседним, и соответствующим международным организациям;
- установление правонарушения или правонарушений и ответственности в отношении несанкционированного разглашения чувствительной информации.

Меры по обеспечению надлежащей защиты чувствительной информации, раскрытие которой может поставить под угрозу физическую ядерную безопасность, определяются компетентными органами. Характер требуемой защиты информации и уровень ее защиты определяются государственными нормативными актами. Регулирующий орган доводит свои требования по защите чувствительной информации до операторов и требует от них обеспечения того, чтобы все вовлеченные стороны, имеющие доступ к чувствительной информации, имели договорные обязательства по ее защите в соответствии с установленными требованиями.

Действия в отношении защиты чувствительной информации следует начать к концу этапа 1 до начала вехи 1 и реализовать к концу этапа 2 до начала вехи 2. Их следует пересматривать и проводить на протяжении всего жизненного цикла ядерно-энергетической программы.

Благонадежность персонала

С учетом действующего законодательства необходимо подтверждение благонадежности персонала, задействованного в инфраструктуре физической ядерной безопасности на уровнях, соответствующих его обязанностям. Проверка благонадежности содействует снижению риска того, что уполномоченный персонал станет участвовать в незаконной деятельности, например, будет представлять собой угрозу как внутренний нарушитель.

При реализации политики обеспечения благонадежности компетентные органы обеспечивают наличие процессов для определения благонадежности лиц с санкционированным доступом к ядерным и другим радиоактивным материалам, связанным с ними установкам и деятельностью, а также санкционированным доступом к чувствительной информации и системам, обрабатывающим ее.

Действия в отношении обеспечения благонадежности персонала следует реализовать к концу этапа 2 до начала вехи 2, пересматривать и проводить в течение этапа 3 до начала вехи 3.

Людские ресурсы для физической ядерной безопасности

В рамках национальной политики и стратегии необходимо в первоочередном порядке провести оценку потребностей государства в области образования и подготовки кадров в сфере физической ядерной безопасности. Для формирования понимания, какие компетенции и людские ресурсы необходимы для реализации национальной инфраструктуры физической ядерной безопасности в рамках ядерно-энергетической программы, целесообразно наладить сотрудничество с другими государствами и международными организациями. Решение вопросов людских ресурсов актуально для каждого компетентного органа и организации, имеющих полномочия в области физической ядерной безопасности.

При оценке потребностей в области образования и подготовки кадров в сфере физической ядерной безопасности следует изучить имеющийся потенциал существующих учреждений образования, научно-исследовательских и опытно-конструкторских организаций, чтобы обеспечить подготовку кадров по техническим, правовым и политическим вопросам, имеющим отношение к физической ядерной безопасности. Во время разработки национальной политики и стратегии необходимо составить всеобъемлющий план повышения квалификации существующих учебных заведений или план учреждения новых учебных заведений. В свете опыта других государств следует разработать стратегию привлечения и сохранения в государстве высококвалифицированного персонала в области физической ядерной безопасности, поскольку потеря подготовленных кадров может поставить под угрозу эффективность и устойчивость инфраструктуры физической ядерной безопасности. Внутренний потенциал государства в области физической ядерной безопасности следует создавать и развивать в долгосрочной перспективе для обеспечения устойчивости национальной инфраструктуры физической ядерной безопасности и эффективности ее систем и мер по ее обеспечению.

Все компетентные органы и операторы, участвующие в обеспечении физической ядерной безопасности, должны быть уверены в постоянном наличии квалифицированных кадров в достаточном количестве в целях эффективного осуществления мер, необходимых для национальной инфраструктуры физической ядерной безопасности на всех этапах развития программы. У всех компетентных органов и операторов должны быть разработаны и осуществляться программы управления людскими ресурсами, которые включают комплектование персоналом, его аттестацию и обучение, а также преемственность для целей физической ядерной безопасности.

Действия в отношении развития людских ресурсов следует разработать в течение этапа 1 до начала веки 1, реализовать к концу этапа 2 до начала веки 2 и полностью осуществить к концу этапа 3 до начала веки 3.

Культура физической ядерной безопасности

Культура физической ядерной безопасности – это совокупность характеристик, отношения к делу и поведения людей, организаций и учреждений, посредством которых обеспечивается поддержание и повышение физической ядерной безопасности. Культура физической ядерной безопасности должна быть внедрена во всех организациях, участвующих в обеспечении физической ядерной безопасности. При ее успешном внедрении персонал на всех уровнях в организации понимает и признает необходимость поддержания высокой степени физической ядерной безопасности.

Культура физической ядерной безопасности должна быть эффективной на трех уровнях [3]. Первый – осуществляемая государством национальная политика в области обеспечения физической ядерной безопасности; второй – организации, имеющие определенные функции в осуществлении политики национальной безопасности; и третий уровень – руководство и отдельные лица в каждой организации, которые должны приводить в жизнь политику в области обеспечения физической ядерной безопасности. Важно, чтобы культура физической ядерной безопасности была внедрена во всех участвующих в ее обеспечении организациях, тогда их персонал на всех уровнях понимает и признает необходимость поддержания высокого уровня культуры физической ядерной безопасности.

Эффективность инфраструктуры физической ядерной безопасности зависит от действий отдельных лиц, а также способа, которым они коллективно влияют на физическую ядерную безопасность. Культура физической ядерной безопасности играет ключевую роль в обеспечении того, чтобы отдельные лица, организации и учреждения сохраняли бдительность и были приняты устойчивые меры противодействия угрозам.

Для поддержания высокого уровня культуры физической ядерной безопасности необходимы:

- понятная политика и законодательство, которое подчеркивает важность физической ядерной безопасности;
- организации, в том числе компетентные органы и операторы, с четким распределением полномочий, функций и обязанностей в области физической ядерной безопасности;
- руководители высшего и среднего звена являются примером поведения, которое придает особое значение физической ядерной безопасности;
- набор и обучение сотрудников, которые стимулируют остальных иметь такое отношение к делу и нормы поведения, которые поддерживают устойчивость физической ядерной безопасности;
- качественные программы подготовки кадров и частые учения, укрепляющие отношение к делу и нормы поведения, которые поддерживают устойчивость физической ядерной безопасности;
- достаточные ресурсы для обеспечения устойчивости инфраструктуры, систем и мер физической ядерной безопасности;
- содействие развитию культуры безопасности и культуры физической ядерной безопасности с учетом их общностей и различий.

Действия в отношении стимулирования развития культуры физической ядерной безопасности следует реализовать к концу этапа 1 до начала вехи 1, полностью осуществить в течение этапа 2 до начала вехи 2, рассматривать и проводить в течение этапа 3 до начала вехи 3.

Устойчивость национальной инфраструктуры физической ядерной безопасности зависит от:

- выделения необходимых ресурсов;
- создания эффективной системы управления во всех компетентных органах, структурах и организациях, которые несут ответственность за обеспечение физической ядерной безопасности;
- признания того, что реальные угрозы будут и далее существовать и что физическая ядерная безопасность имеет важное значение на институциональном, организационном и индивидуальном уровнях;
- периодической оценки угроз для обеспечения соответствия текущей оценке угроз.

Компетентными органами и операторами разрабатываются программы обеспечения устойчивости для своих систем и мер физической ядерной безопасности, которые должны охватывать:

- включение факторов устойчивости при проектировании систем физической ядерной безопасности и мер по ее обеспечению;
- поддержание и постоянное совершенствование системы управления для физической ядерной безопасности;
- управление людскими ресурсами, создание кадрового потенциала и обучение в области физической ядерной безопасности;
- модернизацию оборудования, проведение работ по техническому обслуживанию, ремонт и калибровку систем физической ядерной безопасности;
- проверку работоспособности и эксплуатационный контроль систем физической ядерной безопасности;
- управление конфигурацией;
- постоянную оценку распределения ресурсов и анализ оперативных затрат.

Действия в отношении обеспечения устойчивости инфраструктуры физической ядерной безопасности следует реализовать к концу этапа 2 до начала вехи 2 и полностью осуществить в течение этапа 3 до начала вехи 3.

Список литературы

1. Вехи развития национальной инфраструктуры ядерной энергетики: NG-G-3.1 (Rev. 1)/МАГАТЭ. – Вена, 2020.
2. Безопасность информации в области физической ядерной безопасности: NSS № 23-G/МАГАТЭ. – Вена, 2015.
3. Nuclear security culture: NSS № 7/IAEA.–Vienna, 2008.

МОДЕЛИРОВАНИЕ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ РАСТВОРЕННЫХ СОЛЕЙ ВБЛИЗИ НАРУЖНЫХ СТЕНОК ТВЭЛОВ ВВЭР-1000 ПРИ КИПЕНИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В.В. Сорокин

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
Национальной академии наук Беларуси, Минск*

Введение

Изменение параметров современных ВВЭР все чаще приводит к появлению в активной зоне участков с кипением теплоносителя [1–5]. Средняя температура теплоносителя на выходе из активной зоны при этом остается ниже температуры насыщения. Известны опасения по поводу возможного влияния кипения на усиление коррозии наружной поверхности твэлов [6–12]. В частности, в [9] предсказывается недопустимый уровень коррозии, в [6] под вопросом оказывается целесообразность дозирования цинка на фоне кипения, а в [7] упоминается термин «пороговый эффект» в связи с возможным ускорением коррозии при кипении.

В активной зоне ВВЭР-1000, эксплуатирующегося с использованием 18-ти месячного топливного цикла на номинальной мощности, на поверхности наиболее энергетически нагруженных твэлов происходит кипение теплоносителя. Распределение мощности по высоте зоны известно из [13]. Часть жидкофазного теплоносителя превращается в пар, а нерастворенные в паре соли могут концентрироваться вблизи стенки. Концентрация растворенных солей в теплоносителе является значимым для коррозии фактором [14]. Моделирование эффекта актуально для оценок коррозионной способности концентратов.

Режим кипения в активной зоне

Модельное распределение тепловой нагрузки q , Вт/см по высоте активной зоны, обобщающее варианты, полученные в работе [13], приведено на рисунке 1. Текущая высота x , м отсчитывается от низа зоны, и отнесена к ее полной высоте H , м.

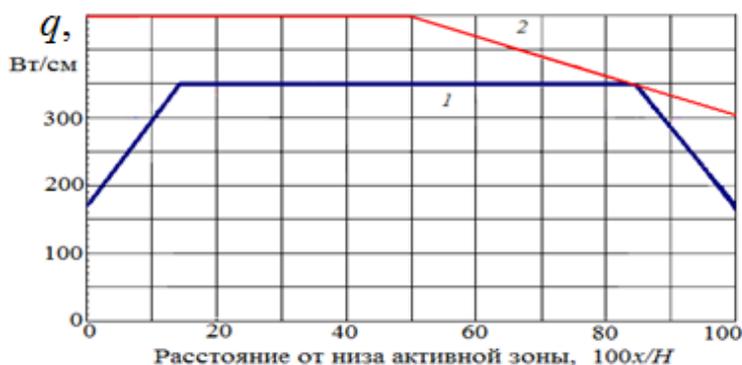


Рисунок 1. Распределение тепловой нагрузки по высоте активной зоны
1 – нагрузка; 2 – предельно допустимая нагрузка

Соответствующие нагрузке распределения тепловых параметров приведены на рисунке 2. Вычисления проведены по рекомендациям [15] с учетом текущей

температуры теплоносителя для условий: давление $p = 16,5$ МПа, массовый расход теплоносителя $\square w = 4000$ кг/м²·с. Приведенный поток q^* представляет отношение местной нагрузки q , Вт/м² к местному критическому тепловому потоку. Кипение классифицируется как пузырьковое, тип с отдельными пузырями при $q^* < 0,2$ и тип со слившимися пузырями при $q^* > 0,2$. Детали смены типа в окрестности значения $q^* = 0,2$ несущественны в рассматриваемом случае, поскольку фактически на всей длине твэла, где происходит кипение $q^* > 0,25$, тип со слившимися пузырями является основным.

На безразмерных высотах от 0,5 до 0,95 происходит пузырьковое кипение со слившимися пузырьками, теплоноситель нагревается до температуры насыщения с уровня 0,9. Расчетное массовое объемное паросодержание на выходе составляет менее 5 %.

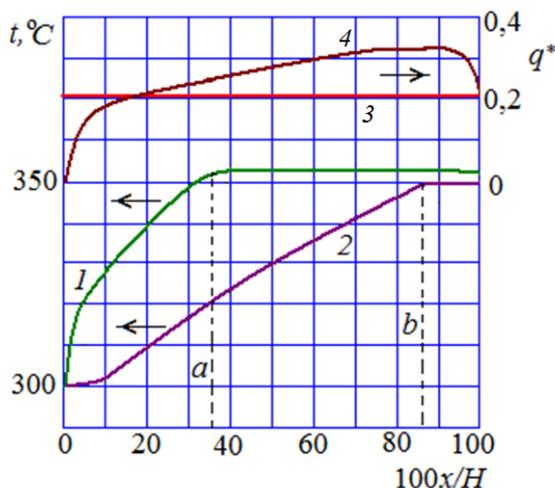


Рисунок 2. Распределения тепловых параметров по высоте активной зоны:

1 – температура наружной поверхности оболочки твэла; 2 – температура теплоносителя; 3 – граница смены типа пузырькового кипения; 4 – безразмерная нагрузка; a – высота начала кипения; b – высота прогрева теплоносителя до температуры насыщения

Пузырьковое кипение описывается на основе современных представлений о процессе изложенных в работах [16–18]. Картина кипения тип с отдельными пузырями представлена на рис. 3.

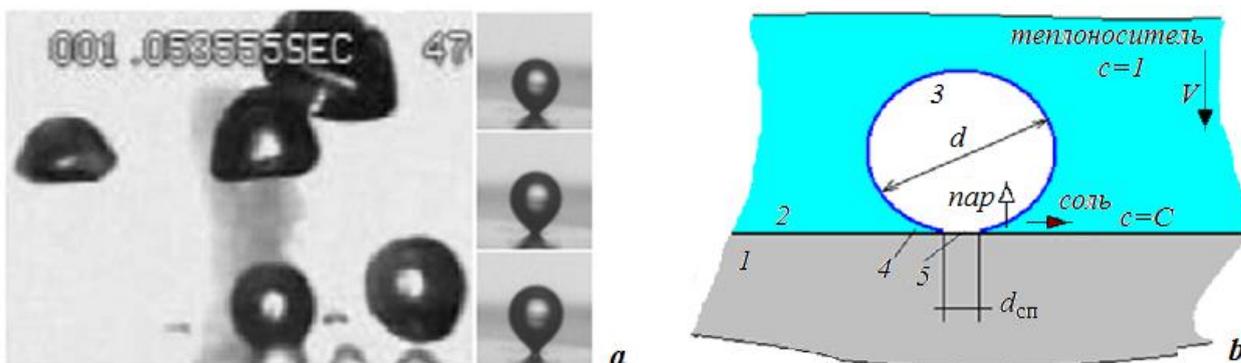


Рисунок 3. Кипение с отдельными пузырями: 1 – наружная поверхность твэла; 2 – теплоноситель; 3 – паровой пузырек; 4 – испаряющийся мениск; 5 – сухое пятно; a – фотография процесса; b – модельное представление процесса

Паровой пузырек 3 размещается в теплоносителе 2 и контактирует с поверхностью твэла 1 с образованием сухого пятна 5 и зоны испаряющегося мениска 4. Основное

количество пара поступает в пузырь 3 из испаряющегося мениска 4. Соли, растворенные в теплоносителе при параметрах активной зоны ВВЭР, почти не переходят в пар и остаются в зоне испаряющегося мениска.

Для моделирования транспорта соли к поверхности твэла концентрация соли c в ядре течения теплоносителя принимается за единицу ($c=1$), а у стенки – C ($c=C$). Величина C подлежит расчету, а $c=1$ определена текущими параметрами ВХР и считается известной. Соль переносится из ядра течения к стенке твэла в составе теплоносителя со скоростью V , обеспечивающей генерацию пара в количестве, соответствующем известному тепловому потоку от твэла. Поток соли от стенки в ядро обеспечивается диффузионным переносом. Баланс этих транспортных процессов определяет величину C .

Тип пузырькового кипения со слившимися пузырями представлен на рисунке 4.

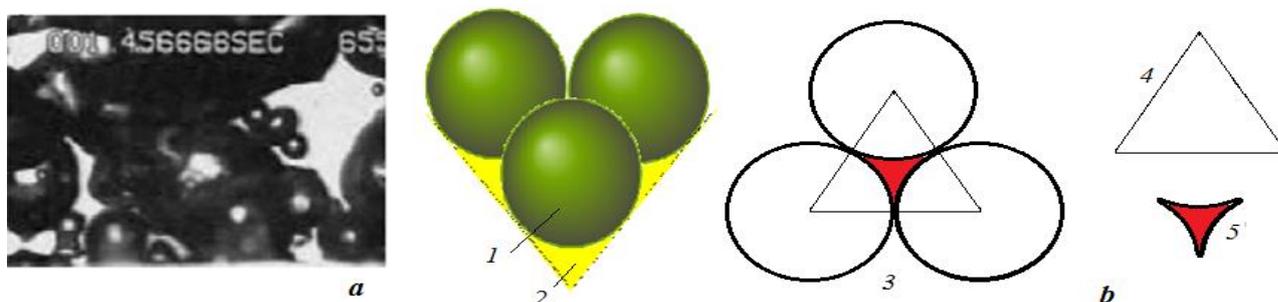


Рисунок 4. Кипение со слившимися пузырями: 1 – паровой пузырек; 2 – наружная поверхность твэла; 3 – проекция пузырей на плоскость; 4 – элемент проекции; 5 – элемент проекции, занятый теплоносителем; а – фотография процесса; б – модельное представление процесса

Паровые пузырьки 1 размещаются на наружной поверхности твэла 2, покрывая ее плотным слоем. Сохраняются определяющие атрибуты пузырькового кипения – испаряющиеся мениски и сухие пятна. Под пузырями формируется жидкая пленка, относительно изолированная от основной массы теплоносителя. Теплоноситель из ядра течения пополняет пленку через поры между пузырями. Возникают условия для концентрирования растворенных солей в пленке возле стенки твэла.

Для моделирования парожидкостной структуры слившихся пузырей представим поверхность твэлов покрытой плотной треугольной укладкой шаров (пузырьков). Для такой структуры отношение площадей элементов проекции занятых теплоносителем 5 и проекции 4 Π составляет величину около 0,1, характерный линейный масштаб $L=0,3d$. Диаметр пузыря для рассматриваемых условий $d = 50$ мкм.

Концентрирование растворенных солей при кипении теплоносителя

Уравнение баланса соли вблизи наружных стенок твэлов:

$$\Pi \square_D (1 - C) + V = k CV. \quad (1)$$

Рассмотрим пример. Коэффициент распределения недиссоциированной соли NaCl между паром и водой $k = 0,001$ при 16 МПа [19], коэффициент массопереноса $\square_D = 3 \cdot 10^{-3}$ м/с, $V = 1$ мм/с. Тогда из уравнения (1) получим

$$C = (3\Pi + 1)/3\Pi. \quad (2)$$

Коэффициент массопереноса вычисляется с использованием тройной аналогии и данных о гидравлическом сопротивлении активной зоны.

Из выражения (2) при $\Pi = 1$ следует $C = 1,3$, а при $\Pi = 0,1$ – $C = 4,3$. Происходит значительное концентрирование соли при пузырьковом кипении со слившимися пузырьками. Соли у стенки оказывается больше, чем это следует из данных АХК теплоносителя первого контура.

Консервативную оценку уровня концентрирования можно получить, приравнивая диффузионный поток через пору конвективному, поскольку здесь конвективный перенос наиболее интенсивен

$$D(C - 1)/L = V/\Pi, \quad (3)$$

здесь D – коэффициент диффузии соли.

С использованием выражения (3) определим, выпадет ли в рассматриваемых условиях борат лития в твердой фазе на стенку твэла. Эту соль отличает снижение растворимости с ростом температуры (рисунок 5). По графику растворимость соли в условиях жидкой пленки составляет $2,7 \text{ г/дм}^3$.

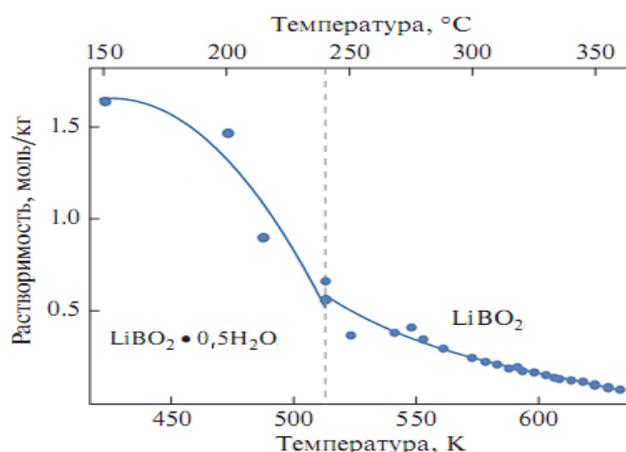


Рисунок. 5. Растворимость бората лития в теплоносителе [20]

Максимальная концентрация иона лития в теплоносителе составляет около $0,8 \text{ мг/кг}$ или $0,11 \text{ ммоль/кг}$ в пересчете на LiBO_2 . При $\Pi = 0,1$ и $D = 10^{-9} \text{ м}^2/\text{с}$ количество бората составит $C = 150$ согласно выражению (3). Это в 6 раз ниже концентрации насыщения, так что выпадение отложения не ожидается.

Заключение

В активной зоне ВВЭР-1000, эксплуатирующегося с использованием 18-ти месячного топливного цикла на номинальной мощности, на поверхности наиболее энергетически нагруженных твэлов происходит кипение теплоносителя в режиме пузырькового кипения со слившимися пузырьками на безразмерных высотах от 0,5 до 0,95. Расчетное массовое расходное паросодержание на выходе составляет менее 5%.

Испарение теплоносителя из структуры жидкого мениска в пузырек при параметрах активной зоны приводит к концентрированию растворенных солей вблизи наружной поверхности твэла. В режиме пузырькового кипения со слившимися пузырьками эффект усиливается.

Количественные оценки уровня концентрирования определяются балансом потоков конвективного, переносящего соль к стенке и обеспечивающего расход пара на образование пузырей, и диффузионного, транспортирующего соль от стенки в ядро потока. Консервативно баланс достигается, когда концентрация соли у стенки превосходит таковую в ядре потока до 150 раз. В качестве примера рассчитано количество бората лития (LiBO_2) у стенки. Оно в 6 раз ниже концентрации насыщения, так что выпадение отложения не ожидается.

Список литературы

1. Assessment of E110 and E635 alloy Corrosion Behavior in VVER-1200 Reactors. – URL: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/41/081/41081166.pdf (date of access: 19.09.2023).
2. Тепловыделяющие сборки реакторов ВВЭР. Информационный бюллетень. Серия атомная энергетика. 2011. № 6–7.
3. Особенности массопереноса и формирования отложений в активной зоне АЭС с ВВЭР без высокотемпературных фильтров / В.Г. Крицкий [и др.] // – URL: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2013/autorun/article89-ru.htm> (дата обращения: 19.09.2023).
4. Лазарева, И. А. Обоснование теплотехнической надежности ВВЭР–1200 с установленными в ТВС перемешивающими решетками / И.А. Лазарева, И. Л. Парамонова // – URL: <https://eaf.etu.ru/assets/files/eaf21/papers/137-141.pdf> (дата обращения: 19.09.2023).
5. Конструкторские проработки реакторов ВВЭР нового поколения и требования к конструкционным, делящимся и поглощающим материалам / О.П. Архипов [и др.] // X Российская конференция по реакторному материаловедению: сб. докл. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 857 с. – С. 185–206.
6. Харитонов, Н.Л. Анализ поведения соединений цинка в условиях I контура на АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами / Н.Л. Харитонов, В.Ф. Тяпков // Теплоэнергетика. – 2018. – № 11. – С. 87–96.
7. Махин, В.М. «Пороговые эффекты» при обосновании безопасности и эксплуатации энергоблоков / В.М. Махин, А.К. Подшибякин // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2022. – №1. – С. 90–106.
8. Проблемы массопереноса и формирования отложений продуктов коррозии на твэлах ВВЭР-1200 / Ю. А. Родионов [и др.] // Теплоэнергетика. – 2014. – № 3. – С. 46–52.
9. Крицкий, В. Г. Модель коррозии циркониевых сплавов в водном теплоносителе ВВЭР при нормальной эксплуатации / В. Г. Крицкий, И. Г. Березина, Е. А. Моткова // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. Научно-технический сборник. – 2017. – № 4 (10). – С. 29–39.
10. Оценки влияния радиолиза на коррозионную стойкость оболочек твэлов ВВЭР в условиях поверхностного кипения теплоносителя / Т.Н. Алиев [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. – 2009. – Вып. 25 Реакторные установки с ВВЭР. – С. 96–105.

11. Крицкий, В.Г. Методический подход к прогнозированию коррозии циркониевых сплавов в водном теплоносителе ядерных реакторов / В.Г. Крицкий, И.Г. Березина // Атомная энергия. – 2011. – Т. 110, вып. 4. – С. 219–227.
12. Модель коррозии цирконий-ниобиевых сплавов в реакторах с водой под давлением / В.В. Лиханский [и др.] // Атомная энергия. – 2014. – Т.116, вып.3. – С.146–151.
13. Бессонов, В.Н. Эксплуатация энергоблоков Балаковской АЭС с использованием 18-ти месячного топливного цикла / В.Н. Бессонов // – URL: http://www.reamntk.ru/mediafiles/u/files/2014/Plenar/Bessonov_V.N..pdf (дата обращения: 19.09.2023).
14. Сорокин, В.В. Парогенераторы АЭС / В.В. Сорокин. – Минск: Вышэйшая школа, 2020. – 239 с.
15. Руководящий документ по стандартизации министерства тяжелого, энергетического и транспортного машиностроения СССР. Тепловой и гидравлический расчет теплообменного оборудования АЭС. Методические указания: РД 24.035.05-89. – Введ. 01.07.90. – Л.: НПО ЦКТИ, 1991. – 211 с.
16. Ягов, В. В. Научное наследие Д. А. Лабунцова и современные представления о пузырьковом кипении / В. В. Ягов // Теплоэнергетика. – 1995. – № 3. – С. 2–10.
17. Ягов, В. В. Основной механизм пузырькового кипения / В. В. Ягов // Теплоэнергетика. – 2008. – №3. – С. 58–64.
18. Лабунцов, Д. А. Механика двухфазных систем / Д. А. Лабунцов, В. В. Ягов. – М.: Издательский дом МЭИ, 2007. – 384 с.
19. Маргулова, Т. Х. Водные режимы тепловых и атомных электростанций / Т. Х. Маргулова, О. И. Мартынова. – М.: Высшая школа, 1987. – 319 с.
20. Харитонова, Н. Л. Уравнения растворимости соединений бора в условиях теплоносителя реакторных установок типа ВВЭР / Н. Л. Харитонова, Ш. А. Гурбанова // Теплоэнергетика. – 2021. – № 10. – С. 14–23.

ФОРМИРОВАНИЕ ПЕРЕЧНЯ РАДИОНУКЛИДОВ, ПОДЛЕЖАЩИХ КОНТРОЛЮ В ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ РАО БЕЛОРУССКОЙ АЭС, ПРИ ПЕРЕДАЧЕ РАО НА ЗАХОРОНЕНИЕ

**Кузьмина Н.Д., Горбачева Н.В., Радкевич А.В, Орловская В.И., Мороз И.О.,
Корчева Ю.А., Яцко С.Н.**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
Национальной академии наук Беларуси, г. Минск, Республика Беларусь*

Введение

В системе радиационного контроля на АЭС важную роль играет перечень контролируемых в РАО радионуклидов, отвечающий установленным законодательством требованиям: обеспечить необходимый и достаточный объем информации для обоснования безопасности при обращении с РАО, передаваемых на захоронение/долговременное хранение; обеспечить подтверждение соответствия критериям приемлемости РАО для захоронения, в том числе определение класса РАО по радиационной опасности [1–4]. Так, согласно требованиям национального законодательства в области обращения с РАО, по результатам радиационного контроля в паспорте на упаковку при передаче партии РАО на захоронение должны быть приведены сведения по радионуклидному составу, суммарной и удельной активностям упаковок РАО [1].

В данной работе в качестве инструмента формирования перечня исследуемых в РАО радионуклидов при паспортизации РАО разработана процедура ранжирования по значимости для безопасности с учетом следующих критериев:

«время потенциальной опасности радионуклида»;

«существенность содержания радионуклида в РАО»;

«радиологическая значимость радионуклида» (значимость радионуклида по вкладу в потенциальную опасность РАО).

В качестве исходного перечня использован расширенный перечень, приведенный в ГОСТ Р 59968 [2], состоящий из 71 радионуклида, потенциально присутствующих в РАО АЭС.

Методический подход к разработке перечня контролируемых радионуклидов в РАО на АЭС

Методический подход к разработке проекта перечня контролируемых радионуклидов в РАО основан на установлении критериев оценки значимости для безопасности и ранжировании на их основе радионуклида на различных этапах обращения с РАО АЭС.

В качестве первого шага к разработке перечня контролируемых в РАО АЭС радионуклидов проведен анализ мирового опыта в странах, имеющих энергоблоки АЭС с реакторами водо-водяного типа (ВВЭР, PWR), и опыт эксплуатации ПЗРО (США, Бельгия, Словакия, Испания, Великобритания, Франция, Литва, Германия, Канада), а также Российской Федерации (на примере эксплуатационных РАО Нововоронежской

АЭС). В качестве базового принят расширенный перечень входящих в состав РАО радионуклидов, установленный в ГОСТ Р 59968-2021 [2].

Этап обращения с РАО на энергоблоках. В соответствии со сложившейся практикой на текущем этапе РАО, образующиеся на энергоблоках № 1, 2, не передаются на захоронение, а размещаются в упаковочных комплектах в хранилище временного хранения на энергоблоках сроком до 10 лет.

Этап обращения с РАО до закрытия ПЗРО. Время потенциальной опасности радионуклидов, содержащихся в РАО, поступающих на захоронение в ПЗРО, должно быть соразмерно с продолжительностью функционирования инженерных барьеров системы захоронения. Материалы кондиционированных РАО являются первым физическим барьером, вторым – упаковочные комплекты или контейнеры. Срок службы контейнеров НЗК-150-1,5П, при котором сохраняется их работоспособность как инженерного барьера (герметичность, механическая прочность) в сооружении захоронения, согласно п. 4.2 ГОСТ Р 51824-2001, составляет не менее 300 лет [6]. Документ МАГАТЭ GSG-1-2014 [7] содержит рекомендации по ограничению постэксплуатационного периода, в течение которого сохраняется ведомственный контроль за установками захоронения около 300 лет.

Этап обращения с РАО после закрытия ПЗРО.

При разработке перечня учтены требования ГОСТ Р 59968-2021 [2], регламентирующие учет двух групп радионуклидов;

радионуклиды, значимые с точки зрения обеспечения долговременной безопасности при захоронении РАО, включаемые в паспорт РАО и учитываемые при определении класса РАО по радиационной опасности:

радионуклиды, значимые с точки зрения обеспечения безопасности до закрытия ПЗРО, включаемые в паспорт РАО и не учитываемые при определении класса РАО по радиационной опасности.

В качестве инструмента оценки значимости радионуклида применялась поэтапная процедура ранжирования по значимости для безопасности с учетом следующих критериев:

«время потенциальной опасности радионуклида»;

«существенность содержания радионуклида в РАО»;

«радиологическая значимость радионуклида» (значимость радионуклида по вкладу в потенциальную опасность РАО как при текущем обращении с РАО на АЭС до захоронения РАО, так и после закрытия ПЗРО).

В качестве первого критерия для обоснования проекта перечня контролируемых радионуклидов принимается показатель «время потенциальной опасности» радионуклида, T_{pd}^i – временной интервал, в течение которого начальная активность радионуклида в результате радиоактивного распада снижается до показателей, при которых радиационный контроль РАО уже не требуется. Время потенциальной опасности радионуклида является одним из значимых показателей для оценки безопасности РАО, который определяется соотношением:

$$T_{pd}^i = \frac{\ln\left(\frac{A_0}{C^i}\right)}{\lambda_i},$$

$$\lambda_i = \ln 2 / T_{1/2}^i,$$

где $T_{1/2}^i$ – период полураспада i -го радионуклида; λ_i – константа распада; A_{i0}^i – максимальная удельная активность радионуклида в отходах; C_{pd}^i – уровень изъятия для умеренного количества радиоактивного материала без дальнейшего рассмотрения по удельной активности (либо по активности) согласно таблице 3 гигиенического норматива «Критерии оценки радиационного воздействия» [8].

Оценка максимальной удельной активности радионуклида A_{i0}^i в отходах установлена экспертным путем по результатам анализа мирового опыта эксплуатации хранилищ разных типов РАО, в том числе отходов АЭС с ВВЭР.

С учетом вышесказанного исходный расширенный перечень входящих в состав РАО радионуклидов, установленный в ГОСТ Р 59968-2021 [2], ранжирован в зависимости от периода полураспада радионуклида и оцененного времени потенциальной опасности (T_{pd}) на каждом из трех рассматриваемых этапов обращения с РАО. Граничные значения периодов полураспада, разделяющие группы радионуклидов, являются нечеткими [9] и могут быть уточнены в дальнейшем с учетом оценки критериев приемлемости РАО Белорусской АЭС для конкретного ПЗРО [3]. По результатам ранжирования на основании критерия «время потенциальной опасности радионуклида» в исходном расширенном перечне (71 радионуклид) выделено три группы радионуклидов:

- группа I радионуклидов с максимальным периодом полураспада до 167 сут, которые учитываются при проведении текущего радиационного контроля и паспортизации РАО на станции: ^7Be (53,3 сут), ^{51}Cr (27,7 сут), ^{58}Co (70,8 сут), ^{59}Fe (44,5 сут), ^{89}Sr (50,5 сут), ^{124}Sb (60,2 сут), ^{141}Ce (32,5 сут), ^{95}Nb (35,1 сут), ^{103}Ru (39,3 сут), ^{95}Zr (64 сут), ^{46}Sc (83,8 сут) (11 радионуклидов);

- группа II с периодом полураспада свыше 167 сут и до 100 лет (32 радионуклида), среди них тритий ^3H ;

- продукты активации конструкционных материалов: ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{57}Co , ^{54}Mn , ^{22}Na , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{63}Ni , ^{65}Zn , ^{125}Sb , ^{133}Ba ; продукты деления ^{90}Sr , ^{134}Cs , ^{137}Cs , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{106}Ru , ^{144}Ce , ^{109}Cd , $^{113\text{m}}\text{Cd}$, $^{121\text{m}}\text{Sn}$, ^{151}Sm , ^{147}Pm , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{155}Eu , ^{153}Gd ; уран и трансурановые альфа-активные изотопы ^{232}U , ^{238}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm , ^{243}Cm ;

- группа III – радионуклиды с периодом полураспада свыше 100 лет [3] включает в себя 28 радионуклидов: ^{14}C , ^{41}Ca , ^{32}Si , ^{59}Ni , ^{36}Cl , ^{79}Se , ^{93}Zr , ^{93}Mo , ^{94}Nb , ^{99}Tc , $^{108\text{m}}\text{Ag}$, ^{126}Sn , ^{135}Cs , ^{129}I , ^{107}Pd , $^{166\text{m}}\text{Ho}$, а также обширный перечень изотопов урана и трансурановые (ТУЭ): ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Am , ^{233}U , ^{237}Np , ^{235}U , ^{238}U , ^{234}U , ^{236}U .

На текущем этапе работ расчетное максимальное значение удельной активности отдельных бета- и гамма-излучающих радионуклидов, передаваемых на захоронение после временного хранения в НЗК-150-1,5П [6], составляет $3,7 \cdot 10^6$ Бк/г. Исходя из данной величины и лимита временного хранения РАО на станции, равного 10 годам, предварительно оцененное максимальное значение периода полураспада, при котором удельная активность радионуклидов снижается до уровня, соответствующего уровню изъятия из регулирующего контроля, составляет 167 сут (0,5 года). Оценки показывают, что для радионуклидов с периодом полураспада 0,5 года удельная активность на протяжении 10-летнего периода времени снижается в 10^6 раз. Данная величина может быть принята в качестве граничного периода полураспада для выделения группы радиологически значимых радионуклидов на этапе временного хранения РАО 10 лет. В последующем расчетное максимальное количество удельной активности радионуклидов и суммарную активность для каждого класса образовавшихся РАО АЭС можно будет обосновать по результатам оценки долгосрочной безопасности при передаче на захоронение РАО в конкретном ПЗРО [3,4].

После выделения группы радиологически значимых радионуклидов в течение 10 лет обращения из приведенного выше расширенного перечня контролируемых радионуклидов получен ограниченный перечень радионуклидов, значимых для оценки долговременной безопасности при обращении с РАО (группы радионуклидов II и III).

Оценка и ранжирование на основании критерия «существенность содержания радионуклидов в РАО». Исходными данными для уточнения перечня на основании критерия «существенность содержания радионуклидов в РАО» являлись результаты расчетных исследований удельных активностей и концентраций радионуклидов для продуктов деления и актинидов в топливе реактора ВВЭР-1200, продуктов нейтронной активации примесных изотопов конструкционных материалов активной зоны и примыкающих к ней областей (выгородки, шахты внутрикорпусной и наплавки внутрикорпусной). В рамках обобщения результатов расчетно-теоретического анализа радиационных характеристик топлива и активированных конструкционных материалов реактора ВВЭР-1200 установлена следующая закономерность: удельные активности радионуклидов, образующихся в топливе, активированных материалах оборудования и элементах активной зоны монотонно возрастают и достигают максимальных значений с увеличением глубины выгорания топлива до 40 МВт·сут/кг U при 4-годовой кампании. Данная закономерность использована для ранжирования радионуклидов на основании критерия «существенность содержания радионуклидов в РАО» из перечня расширенного перечня ГОСТ Р 59968-2021 [2]. Показано, что в наибольших количествах к моменту выхода в режим стационарной перегрузки топлива в активной зоне при глубине выгорания топлива 38,8 МВт·сут/кг U накапливаются следующие продукты деления: ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{93}Zr , ^{99}Tc , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, $^{113\text{m}}\text{Cd}$, $^{121\text{m}}\text{Sn}$, ^{125}Sb , ^{129}I , ^{134}Cs , ^{135}Cs , ^{144}Ce , ^{147}Pm , ^{151}Sm , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{155}Eu , ^{153}Gd , ^{106}Ru и ^{126}Sn (20 радионуклидов). Из числа актинидов в наибольшем количестве образуются в топливе следующие радионуклиды: ^{237}Np , ^{236}Pu , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{242}Am , ^{243}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , а также изотопы урана: ^{232}U , ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U (19 радионуклидов).

Установлено также, что вследствие нейтронной активации и коррозии конструкционные стальные материалы выгородки и стали ТВС могут представлять наиболее значительный источник продуктов активации в РАО. Значимыми радионуклидами из числа продуктов активации конструкционных материалов являются: ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{58}Co , ^{54}Mn и долгоживущие радионуклиды: ^{94}Nb , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{99}Tc (всего 10 радионуклидов).

Оценка и ранжирование на основании критерия «радиологическая значимость радионуклида». Дальнейший анализ перечня контролируемых радионуклидов выполнен с учетом следующих факторов и допущений. По результатам проведенного анализа установлено, что появление продуктов деления в теплоносителе 1-го контура при эксплуатации энергоблока в количестве, превышающем эксплуатационный предел по активности теплоносителя, связан с возможным нарушением герметичности оболочки отдельных твэлов. При случайной разгерметизации и появлении дефекта типа газовой неплотности в теплоноситель первого контура поступают летучие и газообразные продукты деления из газового зазора твэлов. Поэтому перечень долгоживущих радионуклидов, переходящих в теплоноситель, может быть дополнен радионуклидами осколочного происхождения – ^{79}Se , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{135}Cs .

Справочно. Для АЭС с ВВЭР выход продуктов деления в теплоноситель первого контура нормируется в соответствии с установленным эксплуатационным пределом: доля твэлов от их числа в активной зоне с дефектами типа газовой неплотности достигает не более 0,2 % и не более 0,02 % с прямым контактом ядерного топлива с

теплоносителем. Для обеспечения предела безопасной эксплуатации АЭС доли дефектных ТВЭЛов от их числа в активной зоне составляют 1,0 и 0,1 % с дефектами типа газовой неплотности и с прямым контактом ядерного топлива с теплоносителем соответственно [10].

Кроме того, по результатам контроля штатной системой герметичности оболочек (КГО) установлено, что даже при отсутствии негерметичных ТВЭЛов в активной зоне, в теплоносителе первого контура обнаруживаются радиоактивные продукты деления, источником которых является поверхностное технологическое загрязнение оболочек ТВЭЛов микрочастицами топлива при его изготовлении [11]. Появление радионуклидов в теплоносителе первого контура актинидов и продуктов деления, в первую очередь, связано с нейтронным облучением микрочастиц топлива в виде UO_2 , наличие которых обусловлено остаточным технологическим загрязнением ТВЭЛов. В случае вымывания теплоносителем активированных топливных частиц с внешних поверхностей ТВЭЛов и загрязнения ими материалов и сред радионуклиды могут оказаться в составе потоков РАО на АЭС, в первую очередь, в теплоносителе и материалах фильтров системы очистки теплоносителя первого контура – системы КВЕ.

В результате облучения образуются многие изотопы актинидов, в том числе ^{239}Pu , ^{241}Cm и другие. Большинство актинидов в составе топливных частиц являются альфа-излучателями и относятся к сложнодетектируемым радионуклидам (СДР). Активности продуктов деления и актинидов в микрочастицах облученного топлива получены в рамках расчетно-теоретического подхода. Численные значения критерия «радиологическая значимость» для проведения процедуры ранжирования установлены на основе результатов оценки доз облучения в случае перорального поступления радионуклидов, активности которых соответствуют их содержанию в микрочастицах массой 1,1 г UO_2 . Дополнительно выполнено ранжирование радионуклидов на основании оцененной активности в 1,1 г UO_2 в сопоставлении с уровнем изъятия для умеренных количеств материалов без дальнейшего рассмотрения по удельной активности и активности радионуклидов, приведенных в таблице 3 гигиенического норматива «Критерии оценки радиационного воздействия» [8].

Результаты исследования

Сформированный предварительный перечень контролируемых радионуклидов в РАО с применением процедуры ранжирования на основе разработанных критериев содержит 45 радионуклидов из 71 исходного расширенного перечня ГОСТ Р 59968-2021 и включает следующие радионуклиды:

короткоживущие радионуклиды с периодом полураспада до 167 сут: ^{51}Cr , ^{58}Co , ^{59}Fe , ^{95}Nb , ^{89}Sr , ^{124}Sb , ^{141}Ce , ^{103}Ru , ^{95}Zr (9 радионуклидов, из них СДР – 1);

радиологически опасные: 3H , ^{14}C , ^{36}Cl (3 радионуклида, все – СДР);

продукты активации конструкционных материалов активной зоны и близлежащих областей: ^{65}Zn , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{54}Mn (6 радионуклидов, из них СДР – 3);

продукты деления: ^{90}Sr , ^{110m}Ag , ^{113m}Cd , ^{125}Sb , ^{126}Sn , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{147}Pm , ^{154}Eu , ^{155}Eu , ^{106}Ru , ^{99}Tc , ^{94}Nb , ^{129}I , ^{135}Cs (16 радионуклидов, из них СДР – 4);

актиниды: ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{237}Np (9 радионуклидов, из них СДР – 9);

прочие радионуклиды активированных конструкционных материалов: ^{22}Na и ^{41}Ca (2 радионуклида).

Проведенный анализ показал, что к категории сложнодетектируемых относятся 20 из перечисленных выше радионуклидов.

По результатам дополнительного анализа перечень радионуклидов, подлежащих исследованию в образующихся при эксплуатации Белорусской АЭС РАО, актуализирован в части ^{89}Sr , ^{41}Ca , ^{135}Cs , ^{129}I , а также изотопов урана:

радионуклиды ^{89}Sr и ^{41}Ca исключены из перечня;

перечень дополнен радионуклидами ^{232}U , ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U ;

определение удельной активности ^{135}Cs в РАО может быть выполнено расчетным методом по данным измерений удельной активности ^{137}Cs и теоретическому отношению $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$;

метод определения удельной активности ^{129}I требует уточнения.

Сформированный по результатам дополнительного анализа перечень радионуклидов, подлежащих исследованию в РАО, образующихся при эксплуатации Белорусской АЭС, содержит 49 радионуклидов, из них - 25 СДР.

Перечень радионуклидов, подлежащих исследованию в РАО, образующихся при эксплуатации Белорусской АЭС

№ п/п	Радионуклид	$T_{1/2}$, годы	СДР/ гамма-изл.*
1	^3H	1,23E+01	СДР
2	^{14}C	5,73E+03	СДР
3	^{22}Na	2,60E+00	Гамма-изл.
4	^{36}Cl	3,01E+05	СДР
5	^{51}Cr	7,60E-02	Гамма-изл.
6	^{54}Mn	8,60E-01	Гамма-изл.
№ п/п	Радионуклид	$T_{1/2}$, годы	СДР/ гамма-изл.*
7	^{55}Fe	2,70E+00	СДР
8	^{59}Fe	1,20E-01	Гамма-изл.
9	^{58}Co	1,90E-01	Гамма-изл.
10	^{60}Co	5,27E+00	Гамма-изл.
11	^{59}Ni	7,50E+04	СДР
12	^{63}Ni	9,60E+01	СДР
13	^{65}Zn	6,68E-01	Гамма-изл.
14	^{90}Sr	2,91E+01	СДР
15	^{95}Zr	1,75E-01	Гамма-изл.
16	^{94}Nb	2,03E+04	Гамма-изл.
17	^{95}Nb	9,60E-02	Гамма-изл.
18	^{99}Tc	2,13E+05	СДР
19	^{103}Ru	1,08E-01	Гамма-изл.
20	^{106}Ru	1,01E+00	Гамма-изл.
21	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	6,85E-01	Гамма-изл.
22	$^{113\text{m}}\text{Cd}$	1,41E+01	Гамма-изл.
23	^{126}Sn	2,30E+05	Гамма-изл.
24	^{124}Sb	1,65E-01	Гамма-изл.
25	^{125}Sb	2,77E+00	Гамма-изл.
26	^{129}I	1,57E+07	СДР
27	^{134}Cs	2,06E+00	Гамма-изл.
28	^{135}Cs	2,30E+06	СДР

29	¹³⁷ Cs	3,01E+01	Гамма-изл.
30	¹⁴¹ Ce	8,90E-02	Гамма-изл.
31	¹⁴⁴ Ce	7,78E-01	Гамма-изл.
32	¹⁴⁷ Pm	2,62E+00	Гамма-изл.
33	¹⁵⁴ Eu	8,60E+00	Гамма-изл.
34	¹⁵⁵ Eu	4,96E+00	Гамма-изл.
35	²³² U	7,20E+01	СДР
36	²³³ U	1,58E+05	СДР
37	²³⁴ U	2,44E+05	СДР
38	²³⁵ U	7,04E+08	СДР
39	²³⁶ U	2,34E+07	СДР
40	²³⁸ U	4,47E+09	СДР
41	²³⁷ Np	2,14E+06	СДР
42	²³⁸ Pu	8,77E+01	СДР
43	²³⁹ Pu	2,41E+04	СДР
44	²⁴⁰ Pu	6,56E+03	СДР
45	²⁴¹ Pu	1,44E+01	СДР
46	²⁴¹ Am	4,32E+02	СДР
47	²⁴³ Am	7,37E+03	СДР
48	²⁴³ Cm	2,85E+01	СДР
49	²⁴⁴ Cm	1,81E+01	СДР

*СДР – сложнодетектируемый радионуклид; гамма-изл. – радионуклид – гамма-излучатель;

Согласно таблице А.1 ГОСТ Р 59968-2021 [2] альфа-излучающие радионуклиды могут быть исключены из перечня контролируемых в случае отсутствия на АЭС инцидентов, связанных с нарушением целостности топлива и выходом фрагментов топлива в теплоноситель, и если результаты измерения суммарной удельной активности альфа-излучающих радионуклидов в данном типе (потоке) РАО АС не превышают 1 Бк/г. Уровни отнесения твердых отходов к РАО в Республике Беларусь ниже, чем в Российской Федерации [8], в этой связи уровень суммарной альфа-активности в потоке РАО, при котором альфа-излучатели могут быть исключены из перечня контролируемых, отсутствия на АЭС инцидентов, связанных с нарушением целостности топлива и выходом фрагментов топлива в теплоноситель, должен быть снижен до уровня 0,1 Бк/г.

Заключение

Разработаны методический подход к установлению перечня контролируемых радионуклидов в эксплуатационных РАО АЭС и критерии оценки значимости для безопасности при передаче РАО на захоронение.

Проведено обоснование и выполнены экспертные оценки времени потенциальной опасности радионуклидов (T_{pd}) из расширенного перечня ГОСТ Р 59968-2021 в соответствии с этапами обращения с РАО на АЭС и ППЗРО. Разработан проект перечня радионуклидов, контролируемых в РАО для паспортизации упаковок РАО АЭС. Выделены две группы радионуклидов: 1) радионуклиды, значимые с точки зрения обеспечения безопасности при обращении с РАО до закрытия ПЗРО; 2) значимые с точки зрения обеспечения долговременной безопасности при захоронении РАО. Разработаны процедура ранжирования и объективные критерии оценки значимости радионуклидов из расширенного перечня ГОСТ Р 59968-2021: «время потенциальной

опасности радионуклида», «существенность содержания радионуклида в РАО», «радиологическая значимость радионуклида».

Сформированный по результатам проведенного анализа перечень радионуклидов, подлежащих исследованию в РАО Белорусской АЭС, содержит 49 радионуклидов, из них – 25 сложнодетектируемых.

Разработанный перечень подлежит уточнению в ходе проведения экспериментальных исследований по установлению радионуклидных векторов в соответствии с процедурой, приведенной в ГОСТ Р 59968-2021.

Список литературы

1. Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения»: утв. постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь 16.07.2019 № 47 [Электронный ресурс]. – Режим доступа: https://gosatomnadzor.mchs.gov.by/upload/iblock/57c/postmes_16_07_19_n_47.pdf. – Дата доступа: 11.12.2023.

2. Радиоактивные отходы атомных станций. Определение радиационных характеристик для передачи на захоронение: ГОСТ Р 59968–2021. – Введ. 01.03.2022. – М.: Российский институт стандартизации, 2022. – 40 с.

3. НП по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (утв. пост. МЧС РБ от 28 сентября 2010 г. № 47 (в редакции постановлений МЧС РБ от 24 июля 2017 г. № 33, от 05.06. 2023 № 36).

4. Положение о порядке и критериях отнесения радиоактивных отходов к классам радиационной опасности (утв. постановлением Совет Министров РБ от 21.08.2020 № 497)/

5. Методика радиационного контроля удельной активности радионуклидов в отвержденных ЖРО и ТРО Белорусской АЭС на основе методологии радионуклидных векторов: МРК 6(3)-04-2021. – М.: АО «ВНИИАЭС», 2021. – 64 с.

6. Контейнеры защитные невозвратные для радиоактивных отходов из конструкционных материалов на основе бетона. Общие технические требования: ГОСТ Р 51824-2001. – Введ. 01.03.2022. – М.: Росс. ин-т стандартизации, 2001. – С. 11.

7. Нормы МАГАТЭ по безопасности. Классификация радиоактивных отходов. Общее руководство. Руководство по безопасности № GSG-1. – Вена: МАГАТЭ, 2014. – 75 с.

8. Критерии оценки радиационного воздействия: гигиенический норматив, утв. постановлением Совета Министров Республики Беларусь 25.01.2021 № 37 (в редакции постановления Совета Министров Республики Беларусь от 29.11.2022 № 829) [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://pravo.by/document/?guid=12551&p0=C22200829>. – Дата доступа: 23.08.2024.

9. Васильев, А.В. Нормативно-методическое обеспечение для подтверждения критериев приемлемости радиоактивных отходов АЭС для захоронения / А.В. Васильев, А.А. Екидин, Р.И. Юсупов // АНРИ. – 2017. – № 4 (91). – С. 23–30.

10. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных электростанций: НП-082-07, утв. постановлением Федер. службы по экологич., технологич. и атомн. надзору от 10.12.2007 № 4. – М., 2007. – 26 с.

11. Овчинников, Ф.Я. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов / Ф.Я. Овчинников, В.В. Семенов. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.

Содержание

Разработка рекомендаций по извлечению, кондиционированию и упаковке отработавших закрытых источников ионизирующего излучения, находящихся на долговременном хранении в хранилищах колодезного типа спецпредприятия УП «Экорес»	3
Кузьмина Н.Д., Михалычева Э.А., Горбачева Н.В., Орловская В.И., Мороз И.О., Корчева Ю.А.	
МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ НОМЕНКЛАТУРЫ, КОЛИЧЕСТВА И АКТИВНОСТИ ПРОДУКТОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ, ПОДЛЕЖАЩИХ ВОЗВРАТУ В ГОСУДАРСТВО ПОСТАВЩИКА	13
Каримов А.З., Лось В.А., Рыбалка В.И.	
О распределении цезия ^{137}Cs и углерода в золах загрязненного радионуклидами биотоплива ТЭЦ и мини ТЭЦ РЕСПУБЛИКИ Беларусь	22
Соловьев В.Н., Плещенков И.Г.	
ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ С МИКРОТВЭЛАМИ: РЕШЕНИЕ ПРОБЛЕМЫ ТОРЦЕВЫХ ЭФФЕКТОВ	35
А.П. Ахрамович, В.П. Колос, А.А. Михалевич, С.Н. Сикорин	
ИНФРАСТРУКТУРА ФИЗИЧЕСКОЙ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ ПРОГРАММЫ	41
О.Б. Гурко, М.А. Козел, Л.Г. Лукашевич, И.А. Рымарчик,	
МОДЕЛИРОВАНИЕ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ РАСТВОРЕННЫХ СОЛЕЙ ВБЛИЗИ НАРУЖНЫХ СТЕНОК ТВЭЛОВ ВВЭР-1000 ПРИ КИПЕНИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ	48
В.В. Сорокин	
ФОРМИРОВАНИЕ ПЕРЕЧНЯ РАДИОНУКЛИДОВ, ПОДЛЕЖАЩИХ КОНТРОЛЮ В ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ РАО БЕЛОРУССКОЙ АЭС, ПРИ ПЕРЕДАЧЕ РАО НА ЗАХОРОНЕНИЕ	54
Кузьмина Н.Д., Горбачева Н.В., Радкевич А.В., Орловская В.И., Мороз И.О., Корчева Ю.А., Яцко С.Н.	

Научное издание

МЕЖДУНАРОДНЫЙ НАУЧНЫЙ СЕМИНАР
«ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ
БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ И РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ»
В ПРЕДДВЕРИИ ПРАЗДНОВАНИЯ 60-ЛЕТИЯ НАУЧНОГО УЧРЕЖДЕНИЯ
«ОИЭЯИ – СОСНЫ»

Круглый стол Международного союза ветеранов атомной
энергетики и промышленности
«Ядерная энергетика и ее место в энергетическом балансе регионов»

ДОКЛАДЫ

Минск
20–22 мая 2025 г.

Ответственный за выпуск
докт. техн. наук А.Г. Трифонов

Редактор Т.Г. Лисатович

Подписано в печать 10.05.2025. Формат 60x84^{1/8}. Уч.-изд. л. 4,9.
220209, Беларусь, Минск, а/я 119