



ИБРАЭ

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук



СБОРНИК ТЕЗИСОВ

XXII

НАУЧНОЙ ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ





**ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК**

**СБОРНИК ТЕЗИСОВ XXII НАУЧНОЙ
ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ
ИБРАЭ РАН**

23-24 мая 2023 г.

Москва 2023

УДК 621.039
ББК 314
С23

Сборник тезисов XXII научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 23—24 мая 2023 г. / под общ. ред. акад. РАН Л. А. Большова ; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук. — М. : ИБРАЭ РАН, 2023. — 84 с. : ил. (в пер.).

Настоящий сборник содержит работы, представленные на XXII научной школе молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 23—24 мая 2023 года. Авторами являются студенты, аспиранты и молодые специалисты, обучающиеся и работающие в ИБРАЭ РАН, а также участники из других организаций, работающие по смежным направлениям. Тематика представленных докладов перекрывает большую часть научных направлений, развиваемых в Институте. Они посвящены проблеме тяжелых аварий на АЭС, экологическим проблемам атомной энергетики, методам математического моделирования, вероятностному анализу безопасности, информационным технологиям и экономике энергетики.

ISBN 978-5-907375-09-3

Abstracts of the XXII Scientific School of IBRAE RAN Young Scientists, held May 23—24, 2023. / Ed. by L. A. Bolshov ; Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (IBRAE RAN). — Moscow : IBRAE RAN, 2023. — 84 p. : ill. (bound)

This volume contains reports presented at the XXII Conference of IBRAE RAN Young Scientists, held May 23—24, 2023. The authors are students, postgraduate students and young specialists learning and working at the Nuclear Safety Institute as well as participants from other institutes working in adjacent directions. The presented reports cover the most part of scientific activity aspects of the Institute. They are devoted to the problem of severe accidents at NPP, ecological problems, numerical modeling methods, probabilistic safety analysis, information technologies, and economics of energy industry.

ISBN 978-5-907375-09-3

© ИБРАЭ РАН, 2023
© Коллектив авторов, 2023

Содержание

<i>Абдуллаев Б.Б.</i> Верификация модели каталитической рекомбинации водорода в коде STAR-CCM+ на экспериментальных данных REKO-3	8
<i>Александрова Т.А.</i> Обоснование безопасности захоронения короткоживущей фракции РАО от переработки ОЯТ	9
<i>Алюнин А.Г., Лякишев С.Л., Халутин А.А.</i> Повышение релаксационной стойкости пружин привода системы управления и защиты	10
<i>Ануприенко Д.В.</i> Моделирование пороупругости в ненасыщенных условиях методами конечных объемов и виртуальных элементов	11
<i>Артемов Г.Д., Волков И.Н., Сафонов А.В.</i> Оценка микробного изменения потенциальных глинистых материалов, используемых при захоронении РАО	12
<i>Ахмедов И.С.</i> Валидация программы СОКРАТ-B1/B2 на результатах интегрального эксперимента QUENCH-LOCA-L1 с повторным заливом перегретого пучка имитаторов твэлов	13
<i>Блинов А.С., Доценко В.В., Жабунина О.Ю., Лушина Ю.Ю., Никульшин М.В., Натынчик Н.М., Титов В.В., Товмасын Е.А.</i> Расчетное обоснование прочности конструкций, предназначенных для безопасного перемещения кассет с ОЯТ из бассейна выдержки Белоярской АЭС	14
<i>Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Павлов А.К., Петрунин Н.В.</i> Методика обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора	15
<i>Болатказыев Е.</i> Оценка радиационной обстановки нового циклотронного комплекса ДЦ-140 методом Монте-Карло	16
<i>Бутаков Н.Ю.</i> Прогноз ледовой обстановки для Арктики с использованием совместной системы ROMS-CICE	17
<i>Вертиков Е.А.</i> Разработка и валидация субканального теплогидравлического кода SC-INT для расчета активных зон реакторов типа ВВЭР	18
<i>Воривончик М.В.</i> Разработка программного кода для расчета миграции трития в технологических системах термоядерного реактора	19
<i>Григорьев Ф.В.</i> Реализация модели кинетической сорбции в расчетном коде GeRa	20
<i>Делова М.И., Юдина Т.А., Филиппов М.Ф.</i> Химические процессы с участием цезия и йода в первом контуре, влияющие на выброс активности в окружающую среду при тяжёлых авариях на АЭС с ВВЭР	21
<i>Долгодворов А.П.</i> Модуль RATNIK для оценки термомеханического состояния и целостности трубы топливного канала и графита в реакторе	22
<i>Задорожный А.В.</i> Результаты моделирования твэльным кодом БЕРКУТ-У твэлов со смешанным нитридным топливом и жидкометаллическим подслоем в условиях эксплуатации быстрого реактора	23

<i>Зайцева А.А.</i> Применение методов моделирования для оценки перорального поступления радионуклидов в организм человека при аварийных радиоактивных выбросах на примере Нововоронежской АЭС	24
<i>Залесов А.С.</i> Моделирование программой MATADOR процессов тепломассопереноса в ТВС быстрых реакторов с дистанционирующей проволочной навивкой	25
<i>Зеленина Д.А., Кузнецова Е.А.</i> Накопление радионуклидов в донных отложениях пресноводных озер в зависимости от их продуктивности	26
<i>Зуйков А.А.</i> Комплекс программ по расчетному сопровождению экспериментов на критических стендах БФС	27
<i>Игнатъев И.А.</i> Исследование возможности корректировки изотопного состава плутония в реакторе типа БН-600	28
<i>Ильина О.А.</i> Исходные данные о барьерных глинистых материалах для обоснования долговременной безопасности пунктов хранения РАО	29
<i>Казиева С.Т.</i> Оценка влияния неопределенностей входных данных на расчетные характеристики ОЯТ и РАО	30
<i>Катаев Е.В.</i> Разработка инженерной программы повышенной точности для оперативных расчетов мощности дозы гамма-излучения в системах «источник-защита»	32
<i>Ковешников К.С.</i> Использование CFD-кода OpenFOAM для численного моделирования тепловых потоков при тяжелых авариях	33
<i>Козлов П.П., Тюпина Е.А.</i> Разработка лабораторной установки для определения коэффициента фильтрации и минеральных преобразований перспективных бетонов при организации инженерных барьеров безопасности в условиях ПГЗРО	34
<i>Коняев П.А.</i> Об учете размерного спектра аэрозолей при моделировании атмосферного переноса и осаждения в коде POM	35
<i>Кочнов Ю.О., Бойкова Т.В., Павлов А.К., Петрунин Н.В.</i> Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при перегрузочных работах на растворном реакторе	36
<i>Лебедев А.А., Рукавичникова А.А.</i> Визуализация в интерфейсе расчетного кода для учета неопределенностей численного моделирования MOUSE	37
<i>Левченко Ю.В., Зарапина Э.М., Зуйков А.А., Мишин В.А., Дмитриев Д.В., Шагинян Р.Э.</i> Верификация и аттестация проектных кодов для обоснования безопасности объектов атомной отрасли	38
<i>Левченко Ю.В., Мантуров Г.Н., Забродская С.В., Зуйков А.А., Мишин В.А., Панова Д.В., Перегудов А.А., Семенов М.Ю., Слюняев М.Н., Тыкеева К.В.</i> Обновление константного обеспечения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов и ЗЯТЦ на основе РОСФОНД и БНАБ-РФ	39
<i>Лушина Ю.Ю., Долгорукова А.Г., Доценко В.В., Жабунина О.Ю., Никульшин М.В.</i> Расчетно-экспериментальные исследования системы амортизации на основе углепластика для транспортного упаковочного комплекта, предназначенного для авиационного вывоза ОТВС с Билибинской АЭС	40

<i>Мацин Н.В., Соборнов А.Е., Котин А.В., Корочкин А.И.</i> Расчетно-экспериментальное исследование процесса смешения неізотермических потоков теплоносителя в обоснование ресурсных характеристик элементов конструкций ЯЭУ	41
<i>Мильков С.А., Зырянова Т.К., Маров А.Р., Волков Н.С.</i> Экспериментальные исследования влияния оксидного покрытия и пылевидных оксидов свинца в газовой полости на работоспособность рефлекс-радарного уровнемера в условиях циркуляционного стенда со свинцово-висмутовым теплоносителем	42
<i>Мишин В.А.</i> Комплекс программ по расчетному планированию и анализу экспериментов на энергетических быстрых реакторах	43
<i>Мокианов Н.А.</i> Саморегулирующийся ядерный реактор с возможностью воспроизводства топлива в активной зоне	44
<i>Муратов Е.Т.</i> Термодинамическое моделирование многокомпонентных гетерофазных систем	46
<i>Муслимов Д.Д.</i> Оценка возможностей программы для ЭВМ GeRa по выполнению прогнозных расчетов оценки долговременной безопасности ППЗРО	48
<i>Овчинников И.Д.</i> Применение методов цифровизации для планирования вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии	50
<i>Орлова А.И.</i> Эксплуатационная безопасность выработок ПИЛ в архейских гнейсах Енисейского участка	51
<i>Осадчий А.С.</i> Модернизация модуля оценки источника «Демонтаж» с учетом полидисперсной системы пыли	52
<i>Павлова А.С., Курилкин А.А., Нистратов А.В., Мухин В.М.</i> Получение активного угля из антрацита для системы газоочистки на АЭС	53
<i>Панова Д.В.</i> Разработка Интерактивной Системы Использования ядерных Данных (ИСИДА) для обеспечения расчетов реакторов на быстрых нейтронах	54
<i>Персиянова Е.И.</i> Обзор современных моделей явления первичной радиационной повреждаемости материалов оболочек твэлов быстрых реакторов	55
<i>Петрова М.Н.</i> Требования к теплогидравлическому коду HYDRA-IBRAE/LM-F для моделирования термоядерных и гибридных установок	56
<i>Плисов В.В., Варлаков А.П., Излиев М.В., Чаузова М.В.</i> Контроль качества при измерении активности гамма-излучающих радионуклидов в упаковках отходов различной геометрии	57
<i>Попова Н.М.</i> Биогеохимические факторы иммобилизации радионуклидов на породах водоносных горизонтов вблизи хранилищ РАО при комплексном загрязнении	58
<i>Прутских М.С., Рыжкова Т.В.</i> Оценка потенциалов атомной и возобновляемой энергетики	59
<i>Рубин Е.М., Прутских М.С., Рыжкова Т.В.</i> Оценка потенциалов атомных ветровых и солнечных электростанций на территории Республики Беларусь	60

<i>Сапожников И.С.</i> Применение модели пористого тела для расчета напорно-расходных характеристик входного участка активной зоны БРЕСТ-ОД-300.....	61
<i>Сергунин А.П.</i> Анализ перспективных технологий и оборудования, применяемых при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии	62.
<i>Сердечная В.А.</i> Анализ практики паспортизации РАО в контексте обеспечения требований по долговременной безопасности	63
<i>Соболев Д.А.</i> Исследование исторических аналогов для прогнозирования параметров деградации ИББ	65
<i>Сошников В.М.</i> Исследование локализации источника гамма-излучения в районе Метлинского пруда на реке Тече в расчетах методом Монте-Карло.....	66
<i>Степанян П.О.</i> Оценка стоимости обращения с РАО в рамках проекта по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии с применением цифрового КИРО.....	67
<i>Сутягина Р.О.</i> Расчет нестационарного температурного режима элементов ОТВС реактора типа БОР-60, находящейся в газовой среде	68
<i>Тарганов И.Е., Скворцов М.В, Кощеева А.М.</i> Разработка расчетного алгоритма для оценки безопасности объектов ядерного топливного цикла в случаях нарушения нормальной эксплуатации	69
<i>Титкова Л.Д.</i> Апробация расчетного комплекса ЭКОРАД применительно к задачам обоснования радиационной безопасности ОИАЭ	70
<i>Федоров М.С.</i> Моделирование эксперимента по окислению циркониевых оболочек твэлов в паровоздушной среде QUENCH-10 при помощи кода СОКРАТ.....	71
<i>Хабаров С.М., Бикбаев А.Р.</i> Подходы к моделированию процессов теплопереноса при захоронении РАО с помощью программы COMSOL MULTIPHYSICS	72
<i>Харитонов А.Э., Пищаева К.В., Мурадян С.А.</i> Разработка гидропонных растворов с применением микроэлементов в хелатирующей форме	73
<i>Хныкина Е.С.</i> Экономический фактор снижения наработки америция при замыкании ядерного топливного цикла	74
<i>Хомяков А.Ю.</i> Эффективность трансмутации минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах при различных критериях	75
<i>Чеботарев И.В.</i> Учет неопределенностей при оценке дозовых нагрузок в районах расположения объектов использования атомной энергии	76
<i>Чертовских О.И.</i> Стохастический и детерминистический методы для оценки неопределенности в расчетах нуклидной кинетики кода SUN.....	77
<i>Чушаева Е.С., Кустикова Е.А.</i> Геоэкологическое исследование состава вмещающей породы при строительстве подземной исследовательской лаборатории	78

Шайхутдинов Т.Р.

Анализ возможности возникновения порогового эффекта при внешних воздействиях
для приреакторного бассейна выдержки на АЭС с ВВЭР 79

Ширнин М.Ю.

Подходы к геомиграционному моделированию в рамках оценки долговременной
безопасности и реабилитации территории правого берега р. Москвы 80

Шурыгин Р.Е., Блохина Г.С.

Расчётные оценки радиационной обстановки внутри и вокруг хранилища
отработавшего ядерного топлива 81

Энзель М.И.

Расчётный теплогидравлический код SubChannel-Na, основанный на ячейковом приближении
и трехжидкостной модели двухфазного течения 82

Верификация модели каталитической рекомбинации водорода в коде STAR-CCM+ на экспериментальных данных РЕКО-3

Абдуллаев Б.Б., лаборант-исследователь НИЦ «Курчатовский институт»

Научный руководитель: м.н.с. НИЦ «Курчатовский институт» Нащёкин М.Д.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский Институт»

тел.: (495) 196-96-35, эл. почта: Naschekin_MD@nrcki.ru

При развитии тяжелых запроектных аварий на АЭС с ВВЭР может выделяться значительное количество водорода. Накопление водорода в защитной оболочке АЭС может приводить к достижению предела воспламеняемости и, как следствие, к дефляции (медленному горению) или детонации (быстрому горению). Для снижения водородной взрывоопасности на АЭС используется система удаления водорода – пассивные каталитические рекомбинаторы водорода (ПКРВ). При обосновании водородной безопасности АЭС необходимо определить количество ПКРВ и их расположение в помещениях защитной оболочки. В России для этого традиционно используются расчётные коды с сосредоточенными параметрами (например, АНГАР, КУПОЛ) и с недавних пор коды вычислительной гидродинамики (CFD-коды). CFD-коды в отличие от кодов с сосредоточенными параметрами позволяют детально смоделировать физико-химические процессы, протекающие в защитной оболочке АЭС в целом и в ПКРВ в частности, однако требуют дополнительной верификации на экспериментальных данных.

В данной работе была проведена верификация модели каталитической рекомбинации водорода в коде STAR-CCM+ на экспериментальных данных РЕКО-3 [1]. Для моделирования химической кинетики использовалась база данных Chemkin [2]. Расчеты проводились с различными граничными условиями: концентрации водорода варьировались от 1 до 4%, скорость подаваемой газовой смеси – от 0,25 до 0,8 м/с. В результате расчетов получены объёмные концентрации водорода между каталитическими пластинами, а также максимальные температуры каталитических пластин по длине. Результаты расчетов хорошо согласуются с экспериментальными данными (рисунок 1).

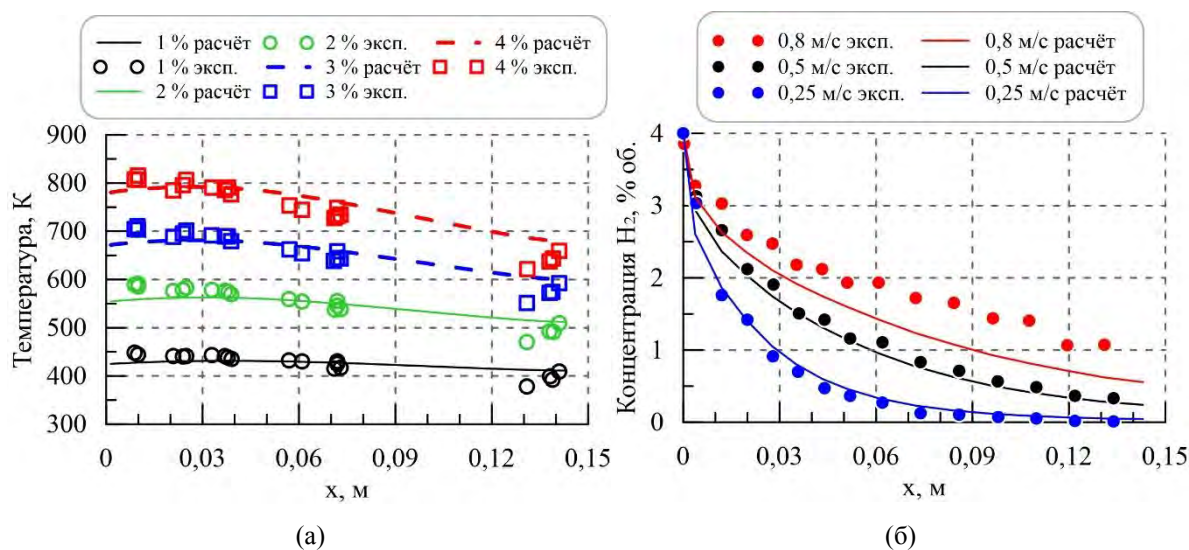


Рис.1. Зависимость температуры пластины (а) и объёмной концентрации водорода (б) от длины каталитической пластины

Литература

1. Reinecke E.A., et al., 2005. Modelling of catalytic recombiners: Comparison of REKO-DIREKT calculations with REKO-3 experiments. International Conference Nuclear Energy for New Europe. Bled, Slovenia, September 5-8, 2005.
2. CHEMKIN. (2000). Reaction design: TRANSPORT, a software package for the evaluation of gas-phase, multicomponent transport properties. CHEMKIN Collection Release 3.6. (Document No. TRA-036-1).

Обоснование безопасности захоронения короткоживущей фракции РАО от переработки ОЯТ

Александрова Т.А., младший научный сотрудник ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н., заведующий отделением ИБРАЭ РАН Уткин С.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 276-20-00 доб. 4-91, эл. почта: aleksandrova_ta@ibrae.ac.ru

В рамках работы по исследованию возможности исключения необходимости геологического захоронения короткоживущей фракции высокоактивных отходов (КФ ВАО) от переработки ОЯТ, проводимой в 2020-2021 гг., была продемонстрирована принципиальная возможность захоронения КФ ВАО в «среднеглубинном» ПЗРО, а также были идентифицированы основные факторы, определяющие такую возможность (тепловыделение упаковок РАО и содержание долгоживущих радионуклидов). Для демонстрации возможности реализации подобного метода изоляции РАО от переработки ОЯТ в настоящий момент разрабатывается прообраз ПЗРО для захоронения КФ ВАО и решаются следующие задачи: выполняются многовариантные расчеты теплового режима ПЗРО и вмещающей среды с целью определения оптимальных параметров технических решений; проводится идентификация и параметризация релевантных сценариев эволюции ПЗРО; разрабатывается проект отчета по обоснованию безопасности, подтверждающий возможность захоронения КФ ВАО без создания пункта глубинного захоронения с учетом российских и международных подходов.

По результатам тепловых расчетов, исходя из оптимальной компоновки ПЗРО и допустимых температур (для бентонитового буфера 150°C [1], для вмещающей породы до 100°C), допустимое энерговыделение КФ ВАО (на момент закрытия ПЗРО) составляет $\sim 1 \text{ кВт/м}^3$.

В части долговременной безопасности захоронения КФ ВАО был выполнен анализ возможных особенностей, событий и процессов, которые могут привести к выходу радиоактивности в биосферу. В результате был разработан сценарий нормальной эволюции, заключающийся в постепенной утере изолирующих свойств ИББ и последующему выходу радионуклидов в грунтовые воды путем диффузии через бентонитовый барьер и далее в грунтовые воды. Оценка базового сценария эволюции продемонстрировала, что достигаемые концентрации радионуклидов в грунтовых водах не приведут к превышению значения граничной дозы для человека, проживающего в непосредственной близости к ПЗРО - 300 мкЗв/год [2].

В рамках доклада будет продемонстрирован процесс и результаты проведения оценки долговременной безопасности ПЗРО для захоронения КФ ВАО, включая вопросы тепловыделения.

Литература

1. Jobmann, M., Meleshyn, A., 2015. Evaluation of temperature-induced effects on safety-relevant properties of clay host rocks with regard to HLW/SF disposal. Mineral. Mag. 79,1389–1395. <https://doi.org/10.1180/minmag.2015.079.6.14>.
2. Серия изданий МАГАТЭ по нормам безопасности № SSR-5. Захоронение радиоактивных отходов. МАГАТЭ, Вена, 2011 г.

Повышение релаксационной стойкости пружин привода системы управления и защиты

*Алюнин А.Г., инженер-конструктор 3 категории АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»
Лякишев С.Л., к.т.н. зам. нач. отделения, начальник отдела АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»
Халутин А.А., начальник группы АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»*

Научный руководитель: к.т.н. зам.нач.отделения, нач.отдела АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» Лякишев С.Л.

АО «Ордена Трудового Красного Знамени и ордена труда ЧССР ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

тел.: (495) 502-79-12 (доб.13-50), эл. почта: alyunin.a@yandex.ru

Одной из важнейших систем для обеспечения ядерной безопасности ядерного реактора является аварийная защита. Она позволяет быстро перевести ядерный реактор в подкритическое состояние и не допустить развитие аварии. В ядерном реакторе на быстрых нейтронах винтовые пружины сжатия используются в составе исполнительного механизма в приводах (СУЗ), так называемые пружины сброса. При срабатывании аварийной защиты стержни СУЗ под действием собственного веса и пружины сброса сбрасывается в активную зону ядерного реактора. При этом пружина разжимается на всю длину погружения поглощающего стержня, обеспечивая минимальное время его ввода.

Из режимов работы привода СУЗ следует, что значительную часть времени пружины находятся при высокой температуре в сжатом состоянии, что приводит к релаксации напряжений. Процесс релаксации приводит к уменьшению силы упругого деформирования пружины с течением времени.

Одним из вариантов повышения сопротивления усталости и уменьшения релаксации нагрузки при использовании высоконагруженных пружин сжатия является проведение операции горячего заневоливания. Операция горячего заневоливания заключается в сжатии пружины до соприкосновения витков и последующей выдержке в сжатом состоянии при повышенной температуре, с целью чтобы напряжения на поверхности витков превысили предел текучести. В материале конструкции на этих участках после разгрузки возникают остаточные напряжения, противоположные по знаку рабочим напряжениям, что приводит к уменьшению рабочих напряжений в витках пружины и повышению сопротивления релаксации.

Для определения свойств материала проведены испытания проволоки из стали марки 08X18H7Г10АМЗ-Ш на разрыв в состоянии поставки и после широкого спектра режимов термической обработки. Изготовлены образцы пружин, прошедшие горячее заневоливание при различных температурах выдержки. Разработана оптимизированная технология повышения остаточных напряжений в витках пружины. Проведена выдержка готовых пружин в сжатом состоянии в течение 28 суток. По результатам испытаний образцов выполнено сравнение релаксации пружин, изготовленных согласно ГОСТ Р 50753-95, и пружин, изготовленных по разработанной методике.

В программном комплексе ANSYS [1] (регистрационный номер паспорта аттестации № 344 от 21.11.2013) выполнено моделирование горячего заневоливания для различных температур.. Проведено моделирование сравнение релаксации пружин, изготовленных согласно ГОСТ Р 50753-95, и пружин изготовленных по разработанной методике. Для моделирования величины релаксации ползучести использовано уравнение Нортона [2]:

$$\varepsilon_c = C_1 \sigma^{C_2} t^{C_3} \exp(-C_4 / T), \quad (1)$$

где σ – эквивалентные напряжения, t – время, T – термодинамическая температура,

$C_1 - C_4$ – материальные коэффициенты.

Полученные результаты расчетов хорошо согласуются с экспериментальными данными

Литература

1. Программный комплекс для ПЭВМ. Программный комплекс для решения термомеханических задач методом конечных элементов, ANSYS, ANSYS Mechanical, v.14.5, ANSYS Inc., 2013.
2. Физико-механическое моделирование процессов разрушения –СПб.: Политехника, 1993.–391 с.

Моделирование пороупругости в ненасыщенных условиях методами конечных объемов и виртуальных элементов

Ануприенко Д.В., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н. зав. лаб. ИБРАЭ РАН Капырин И.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-32, эл. почта: anuprienko@ibrae.ac.ru

При оценке безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов необходимо моделировать совокупность тепловых, гидродинамических, деформационных, химических и других процессов. Для геологических областей типично использование неструктурированных расчетных сеток, которые могут содержать ячейки, являющиеся произвольными многогранниками, что значительно сужает круг подходящих методов дискретизации. В то время как для моделирования тепловых и фильтрационных процессов на таких сетках широко применяется метод конечных объемов (МКО), вопрос дискретизации деформационных процессов является открытым. В последнее время для таких задач набирает популярность метод виртуальных элементов (МВЭ) [], работоспособный на ячейках произвольной формы, в том числе, невыпуклых и вырожденных. Для модели пороупругости, связывающей течение жидкости и деформацию пористой среды, существует схема дискретизации на основе МКО и МВЭ, построенная для случая полной насыщенности среды водой. В данной работе происходит расширение на случай неполной насыщенности среды водой, что актуально при моделировании объектов, находящихся в зоне аэрации. Рассматриваются следующие уравнения:

$$\varphi \frac{\partial S(h)}{\partial t} + s_{stor} S(h) \frac{\partial h}{\partial t} + \alpha \nabla \cdot \frac{\partial \mathbf{u}}{\partial t} - \nabla \cdot (K_r(h) \mathbf{K} \nabla h) = Q, \quad (1)$$

$$\operatorname{div} \left(\mathbf{C} \frac{\nabla \mathbf{u} + (\nabla \mathbf{u})^T}{2} - \alpha S \mathbf{P} \mathbf{I} \right) = \mathbf{f}, \quad (2)$$

в которые входят следующие величины:

- h – напор воды, основная переменная в уравнении фильтрации;
- $\mathbf{u}$ – перемещения, основная переменная в уравнении упругости;
- φ – пористость;
- s_{stor} – коэффициент упругой емкости;
- $K_r(h)$ – относительная проницаемость;
- $\mathbf{K} = \mathbf{K}^T > 0$ – тензор фильтрации, матрица размера 3;
- $\mathbf{C}$ – тензор упругости, матрица размера 6 (используется нотация Фойгта);
- P – давление воды;
- $\mathbf{f}$ – вектор внешних сил;
- α – коэффициент Био.

Первое уравнение описывает сохранение массы воды в сочетании с законом Дарси для потока и учетом деформации среды. Второе уравнение описывает механическое равновесие в упругом теле с учетом давления воды. Дискретизация выполняется методами конечных объемов и виртуальных элементов, напоры располагаются в ячейках, а перемещения – в узлах расчетной сетки. Используется неявная схема Эйлера для дискретизации по времени. Приводятся результаты вычислительных экспериментов, показывающие сходимость численного решения.

Литература

1. Gain A. L., Talischi C., Paulino G. H. On the virtual element method for three-dimensional linear elasticity problems on arbitrary polyhedral meshes //Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering. – 2014. – Т. 282. – С. 132-160.
2. Coulet J. et al. A fully coupled scheme using virtual element method and finite volume for poroelasticity //Computational Geosciences. – 2020. – Т. 24. – С. 381-403.

Оценка микробного изменения потенциальных глинистых материалов, используемых при захоронении РАО

Артемов Г.Д.^{1,2}, Волков² И.Н., Сафонов А.В.²

Научные руководители: к.т.н с.н.с Болдырев К.А.¹, к.х.н. в.н.с. Сафонов А.В.²

¹Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

²Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН

тел: +7 (985) 463-21-96, эл.почта: artemyev56@gmail.com

Использование глин при создании инженерных барьеров безопасности на радиационно-опасных объектах требует комплексного обоснования их долговременной безопасности. Особенное внимание уделяется оценке безопасности глинистых инженерных барьеров при сооружении ПГЗРО. Помимо химических и физико-химических факторов причиной изменения химических, физических свойств глин, а также их минерального состава может быть микробная активность. Интенсивность протекания микробных процессов в глинистых материалах зависит от состава глин, в первую очередь от содержания биофильных элементов (K, Na, Mg, Ca, Fe, Mn, Co, Zn, Cu, Ni и Mo), при этом ключевую роль играет микробное восстановление и выщелачивание железа (Zhang и др., 2007). Эти процессы могут привести к разрушению кристаллической решетки глинистых минералов и образованию аморфного кремнезема (Cuadros, 2017, Dong et al., 2009), новых минеральных фаз в виде сульфидов и карбонатов. Это может значительно изменить качественные и количественные параметры иммобилизации радионуклидов и другие физико-химические свойства материала.

Целью данной работы был анализ биогенного преобразования минерального состава двух видов глин с различным содержанием монтмориллонита при активации их микробного комплекса в условиях, моделирующих ПГЗРО «Енисейский» в Красноярском крае. Объектами исследования были бентонитовая глина хакасского месторождения «10 Хутор» (республика Хакассия), содержащая (масс.%): кварц – 12 монтмориллонит — 71, каолинит — 4, иллит – 1 и пр., а также глина Биклянского месторождения (республика Татарстан), содержащая (масс.%): монтмориллонит — 29, каолинит — 37, иллит — 9 и пр. В экспериментах использовалась подземная вода, отобранная из скважин с разной глубиной на территории будущего ПГЗРО «Енисейский» (Красноярский край) составом (мг/л): P-1: HCO_3^- – 176, CO_3^{2-} – 12,4, K^+ – 2,1, Na^+ – 57,3, Mg^{2+} – 11,4, Ca^{2+} – 12,2, Cl^- – 18,7, SO_4^{2-} – 2,6, NO_3^- – 3. Эксперименты проводились без добавления дополнительных источников органических веществ и других доноров электронов.

Установлено, что в образце глины с большим содержанием монтмориллонита интенсивность микробных процессов была выше. По данным рентгенофазового анализа после активации микробного комплекса отмечено общее увеличение содержания рентгеноаморфной фазы, что может быть связано с частичным растворением глинистых минералов, а также изменение межплоскостного расстояния монтмориллонита. Методом сканирующей электронной микроскопии было обнаружено наличие новообразованных биогенных минеральных фаз в виде пиритов и кальцитов.

Полученные результаты говорят о рисках протекания микробных процессов в барьерных материалах даже без дополнительной стимуляции органическим веществом. Интенсивность микробного преобразования глины с большим содержанием монтмориллонита можно объяснить большей доступностью в его обменном комплексе биофильных элементов и органического вещества. Можно ожидать, что в условиях ПГЗРО на активацию микробного сообщества будут влиять источники азота, образовавшиеся в результате использования взрывчатых веществ при горно-проходных работах, продукты коррозии стали, продукты растворения фосфатного стекла и бетонов, а также минералов горных пород.

Микробное преобразование глинистых барьерных материалов при долговременной локализации радиоактивных отходов необходимо учитывать и снижать его интенсивность путём введения биоцидных добавок или использования компактизированных глин.

Литература

1. Cuadros, J. (2017). Clay minerals interaction with microorganisms: A review. Clay Minerals, 52(2), 235-261. doi:10.1180/claymin.2017.052.2.05
2. Dong H., Jaisi D., Kim J. & Zhang G. (2009) Microbe–clay mineral interactions. American Mineralogist, 94, 1505–1519.
3. Zhang G., Dong H., Kim J. & Eberl D. (2007) Microbial reduction of structural Fe^{3+} in nontronite by a thermophilic bacterium and its role in promoting the smectite to illite reaction. American Mineralogist, 92, 1411–1419.

Валидация программы СОКРАТ-B1/B2 на результатах интегрального эксперимента QUENCH-LOCA-L1 с повторным заливом перегретого пучка имитаторов твэлов

Ахмедов И.С., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. зав. лаб. ИБРАЭ РАН Долганов К.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-73, эл. почта: akhmedov_ilver@ibrae.ac.ru

Программа для ЭВМ СОКРАТ-B1/B2 (далее СОКРАТ) является основным расчетным средством анализа тяжелых аварий на АЭС с РУ ВВЭР. Интерес к валидации СОКРАТ применительно к задаче повторного залива активной зоны водой продиктован необходимостью оценки прогнозных возможностей программы моделировать меры по управлению тяжёлыми авариями, направленные на подачу воды в корпус реактора. Целью данной работы является валидация на данных интегрального эксперимента QUENCH-LOCA-L1 [1], который был проведен в условиях, воспроизводящих процесс повторного залива активной зоны реактора типа PWR. Количественным результатом валидации является оценка модельной погрешности для времени повторного смачивания оболочек имитаторов твэлов.

В эксперименте QUENCH-LOCA-L1 [1] использовался пучок из 21 стержня-имитатора с электрическим нагревом, моделирующим мощность остаточного тепловыделения в ядерном топливе. Оболочки имитаторов были выполнены из сплава Циркалой-4, который с точки зрения тепловых и коррозионных свойств близок к сплаву Э110, используемому в оболочках твэлов ВВЭР. Эксперимент включал стадию предварительного окисления в пароаргоновой среде, разогрев до температуры 1200 °С и последующий залив сборки водой снизу–вверх.

Анализ результатов реферетного расчета эксперимента QUENCH-LOCA-L1 показал, что в расчете корректно воспроизводятся основные процессы и явления: теплообмен теплоносителя со стенкой (включая закризисный), межфазный тепло-массообмен, межфазное трение, окисление оболочек имитаторов твэлов в паре, раздутие и разрыв оболочек. Погрешность расчета времени повторного смачивания оценена в соответствии с современным подходом, использованным при валидации СОКРАТ [2], и учитывает неопределённости результатов измерений и расчетов (таблица 1). Полученная погрешность оказывается меньше, чем в случае моделирования подобных экспериментов NEPTUN [3], PERICLES [4], в которых происходили только теплогидравлические процессы при разогреве и повторном заливе стержневых сборок разного масштаба [2]. Это может объясняться более подробным описанием и лучшим инструментированием эксперимента QUENCH-LOCA-L1, позволившем более полно учесть особенности эксперимента. На основании погрешностей, представленных в таблице 1, можно сделать вывод, что СОКРАТ правильно воспроизводит комплекс физических процессов, сопровождающих повторное смачивание оболочек.

Таблица 1. Погрешность расчета времени смачивания оболочек в различных экспериментах

QUENCH-LOCA-L1	NEPTUN	PERICLES
2,3 ± 3,7%	-18,6 ± 15,9 %	-5,6 ± 18,2%

Литература

1. J. Stuckert, M. Große, C. Rössger, M. Steinbrück, M. Walter, Results of the reference bundle test QUENCH-L1 with Zircaloy-4 claddings performed under LOCA conditions (SR-7651), QUENCH – LOCA – REPORTS Nr. 2, KIT, 2018.
2. Отчет о верификации Программы для ЭВМ СОКРАТ-B1/B2, Отчет ИБРАЭ РАН, Москва, 2022.
3. Gruetter, H., Stierli, F., Aksan, S.N., & Varadi, G. (1980). Neptun bundle reflooding experiments: test facility description (EIR--386). Switzerland.
4. H.J. Reinhardt, A study of 2Dimensional Effects in the Core of a PWR during the Refueling Phase of a LOCA. Analysis of Data of PERICLES Experiments with the COBRA-NC code, Final Report, EUR 12408 EN, September 1989.

Расчетное обоснование прочности конструкций, предназначенных для безопасного перемещения кассет с ОЯТ из бассейна выдержки Белоярской АЭС

*Блинов А.С., Доценко В.В., Жабунина О.Ю., Лушина Ю.Ю., Никульшин М.В., Натынчик Н.М., Титов В.В.,
Товмасын Е.А.*

Научный руководитель: к.т.н. Никульшин М.В.

Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский Федеральный Ядерный Центр –
Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики
имени академика Е.И. Забабахина»

эл. почта: M.V.Nikulshin@vniitf.ru

На БАЭС ОЯТ реакторов АМБ хранится в кассетах К-35, К-17н, К-17у в БВ-1 и БВ-2 первой очереди. В связи с запланированным ремонтом бассейнов выдержки возникла необходимость перемещения всех кассет сначала из БВ-2 в БВ-1, затем после завершения ремонта БВ-2 – всех кассет из БВ-1 в БВ-2 для последующего ремонта БВ-1. На первой очереди БАЭС имеется технологическая возможность перегрузки только кассет К-17н из БВ-1 в БВ-2 и обратно. Для выполнения поставленной задачи для кассет К-35 и К-17у потребовалось провести модернизацию существующего технологического оборудования 1958 года и разработать ряд новых конструктивных узлов. В данной работе представлены результаты расчетного обоснования прочности используемого для перемещения кассет технологического оборудования. Расчеты методом конечных элементов с использованием программного комплекса ЛОГОС.

В данной работе решены следующие задачи:

- обоснование прочности направляющей, предназначенной для позиционирования кассет при их установке на опорную поверхность транспортных тележек;
- определение напряженно-деформированного тележки с кассетой под действием собственного веса;
- исследование прочности опор и рельсовых путей, поврежденных коррозией;
- оценка прочности тележки и опор при сейсмическом воздействии 6 баллов по шкале MSK-64;
- определение состояния конструкций при аварийном падении кассеты К-35 на тележку;
- определение скорости кассеты при погружении на дно БВ;
- обоснование прочности двух вариантов демпфера, необходимых для снижения нагрузки в случае аварийного падения кассеты К-35 на дно бассейна выдержки.

По результатам выполненных расчетов получено, что все имеющееся и вновь разработанное технологическое оборудование сохраняет свою прочность в заданных условиях нагружения, что позволяет выполнить безопасное перемещение кассет К-35, К-17н, К-17у в бассейн выдержки.

Методика обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора

Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Павлов А.К., Петрунин Н.В.

*Научный руководитель: д. ф.-м. н., чл.-корр. РАН, заместитель директора по ядерным технологиям
Ковалишин А.А.*

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

тел.: 8 (499) 196-70-56, эл. почта: Boykova_TV@nrcki.ru, Kochnov_YO@nrcki.ru

Назначенный срок эксплуатации ИЯУ – 30 лет. В соответствии с требованиями НП-024-2000 для установления дополнительного срока эксплуатации ядерной техники сверх первоначального проектного необходимо выполнить комплекс инженерно-диагностических мероприятий. В числе этих мероприятий: комплексное обследование реакторной установки для принятия решения о возможности продолжения его эксплуатации; разработка программы подготовки реакторной установки к продлению срока эксплуатации; проведение работ по подготовке реактора к будущей эксплуатации в течение дополнительного срока, включая обоснование безопасности и остаточного ресурса систем и др.

Продление остаточного ресурса импульсного растворного реактора основано на обосновании методики безопасности замены невосстанавливаемого оборудования – корпуса реактора. Корпус реактора, который в период эксплуатации подвергается циклическим термо-механической и радиационной нагрузки в момент импульса делений ядерного топлива, коррозионным повреждениям при нагревании раствора, динамическому воздействию химического взрыва гремучей смеси в период физического эксперимента, является опасным конструктивным элементом ИЯУ, наиболее нагруженным в части противоаварийной устойчивости и приоритетно определяет общую ядерную и радиационную безопасность данной исследовательской установки.

Главной особенностью понятия «методика обоснования безопасности замены корпуса ИИР» является акцентирование на способах и устройствах, технологических процессах и процедурах продления сроков эксплуатации ИЯУ, сбора и анализа информации, как важной компоненты комплексного мероприятия и оценки качества практической инженерной деятельности по продлению сроков эксплуатации ИИР. Поэтому концепция и информационная модель «методики обоснования безопасности замены корпуса ИИР» может быть в кратком формате показана в виде диаграммы Исикавы. Она наиболее полно отражает многогранность специфики основного процесса при продлении срока эксплуатации реактора – замены его корпуса по отношению к инженерно-техническому и физико-технологическому знанию и накопленному опыту по продлению сроков эксплуатации ИЯУ. Данная модель отражает научную сущность алгоритма поиска оптимальных путей решения проблемы замены корпуса с целью продления срока эксплуатации реактора, формирования оптимального плана, технологических приемов, средств и способов, позволяющих решить проблему с минимальными социальными рисками и экономическими затратами.

Представлены краткие выводы и рекомендации, ограничения на применение методики обоснования безопасности замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора при его длительной эксплуатации, а так же представлены основные этапы верификации данной методики на примере исследовательского импульсного реактора «Гидра».

Литература

1. Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Мясников С.В., Петрунин Н.В., Терашкевич С.С. Эксплуатационный контроль состояния металла корпусов растворных реакторов в НИЦ «Курчатовский институт». Вопросы материаловедения. 2022;(4(112)):191-198.
2. НП-024-2000 «Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии».
3. Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О. Методика проведения ядерно и радиационно опасных работ при замене импульсного растворного реактора [Электронный ресурс] // XVI Международный ядерный форум «Безопасность ядерных технологий: культура безопасности» URL: <https://cdn.rosatomtech.ru/web/files/Methodika-provedeniya-yaderno-i-radiatsionno-opasnykh-rabot-961ef45d1179afcc5e84.pptx>

Оценка радиационной обстановки нового циклотронного комплекса ДЦ-140 методом Монте-Карло

Болатказыев Е., инженер ЛЯР ОИЯИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н., с.н.с. ЛЯР ОИЯИ Тетерев Ю. Г.

Объединенный институт ядерных исследований

тел.: 8 (999) 807-91-75, эл. почта: bea@jinr.ru

В настоящее время в Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ ведутся работы по созданию циклотронного комплекса ДЦ-140, предназначенного для решения широкого круга прикладных задач. Основными целями этого проекта станут проведение исследований в области физики твердого тела, радиационной стойкости материалов, модификаций поверхностей, производство трековых мембран, а также испытание электроники и ее компонент под действием единичных радиационных воздействий [1].

Заявленные параметры нового циклотрона следующие: энергии ионов 2,1 и 4,8 MeV/u; ионы элементов от O до Bi или U; интенсивности: 2,1 MeV/u (до Xe 10^{12} с⁻¹, Bi : 1×10^{11} с⁻¹, U > 10^9), 4,8 MeV/u (до Xe > 10^{11} с⁻¹, Bi : 1×10^{10} с⁻¹).

Важным аспектом при проектировании и эксплуатации ускорителей является оценка радиационной обстановки в их окружении. Для этого проводятся расчеты, которые позволяют оценить радиационную нагрузку на персонал, а также на материалы и оборудование.

Одним из методов расчета является метод Монте-Карло, который основан на статистическом моделировании процессов взаимодействия частиц с веществом. Специализированный программный пакет FLUKA [2], основанный на этом методе, является мощным инструментом для моделирования взаимодействия частиц с веществом и проведения расчетов биологической защиты.

Новый ускоритель тяжелых ионов будет размещен в здании, в котором раньше размещался устаревший циклотрон, что требует усовершенствование радиационной защиты здания. Для расчетов был использован программный пакет FLUKA. Проведенные расчеты позволили оценить радиационную обстановку здания и определить максимальные дозы облучения в различных точках.

В работе [3] уже была представлена оценка выхода и углового распределения нейтронов для расчетов биологической защиты реконструируемых ускорителей тяжелых ионов энергией от 1 до 6 МэВ/нуклон.

Литература

1. И. А. Иваненко, Г. Г. Гульбекян, Н. Ю. Казаринов, И. В. Калагин, Й. Франко “Создание магнитной системы нового изохронного циклотрона дц-140 на основе электромагнита дц-72.” // Письма в ЭЧАЯ, 2020 г. Т. 17, No 4(229). С. 463–467.
2. A. Ferrari, P.R. Sala, A. Fasso', and J. Ranft. FLUKA: a multi-particle transport code // CERN-2005-10, INFN/TC\ 05/11, SLAC-R-773. – 2005.
3. Yu. G. Teterev, R. K. Kabayeva, S. V. Mitrofanov, Y. A. Bolatkazyev, A. T. Issatov, and P. A. Komarov. Estimation of the yield and angular distribution of neutrons for calculating the biological shielding of reconstructed heavy ion accelerators with energies from 1 to 6 MeV/u // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B Beam Interactions with Materials and Atoms. – 2023. – Volume 537, – C. 133-139

Прогноз ледовой обстановки для Арктики с использованием совместной системы ROMS-CICE

Бутаков Н.Ю., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.ф.-м.н. зав. лаб. ИБРАЭ РАН Рубинштейн К.Г.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (953) 371-08-13, эл. почта: butakov@ibrae.ac.ru

Прогноз ледовой обстановки имеет важное значение для обеспечения хозяйственной деятельности РФ в Арктическом регионе, например, для обеспечения нужд атомного ледокольного флота. В данной работе представлены результаты прогноза характеристик морского льда по совместной системе океан-морской лёд для Арктического региона. Совместная система включает в себя океаническую модель ROMS и модель морского льда CICE, связь между компонентами совместной системы осуществляется посредством пакета инструментов МСТ. Данная прогностическая система используется в оперативном режиме в Норвежском метеорологическом институте.

Расчётная сетка моделей покрывала собой весь Арктический регион с пространственным разрешением 20 км. Интервал моделирования был выбран с 1 января 2023 по 21 января 2023 г. Шаг по времени для модели океана составлял 30 с, для модели морского льда 1200 с. Дискретность обмена данными между моделями была выбрана 3 ч модельного времени. В качестве начальных и граничных условий для модели океана использовались данные ретроспективного прогноза по глобальной модели НусОМ. В качестве атмосферного форсинга для модели океана использовались данные реанализа ERA5.

Ниже на рис. 1 представлены результаты прогноза характеристик льда на 21-01-2023.

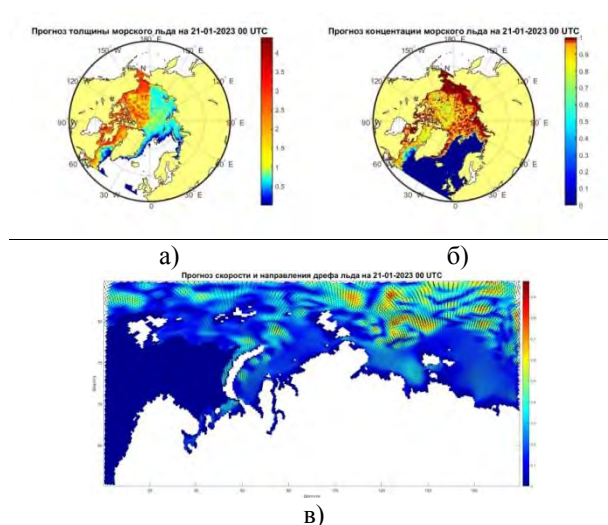


Рис.1. Прогноз толщины (а), концентрации (б) и скорости и направления дрейфа (в) морского льда

Как видно из карт, представленных на рис. 1, максимальная толщина морского льда прогнозировалась для Канадского арктического архипелага, Чукотского и Берингова морей. Наибольшая концентрация морского льда прогнозировалась для северного побережья России восточнее о. Новая Земля, в то время как Баренцево и Норвежское моря на момент 23-01-2023 были свободны ото льда. План дальнейшего развития данной работы заключается в добавлении модели WRF-ARW в совместную систему в качестве атмосферного компонента. В данный момент существует и успешно используется в исследовательских целях совместная система океан-атмосфера [1].

Литература

1. Бутаков Н.Ю., Рубинштейн К.Г. “Прогноз температуры поверхности моря и приземной температуры воздуха по совместной модели океан – атмосфера для региона Белого моря в летний период.” // Труды Гидрометцентра России, выпуск 387. Гидрометеорологические исследования и прогнозы, 2023г.

Разработка и валидация субканального теплогидравлического кода SC-INT для расчета активных зон реакторов типа ВВЭР

Вертиков Е.А., инженер НИЦ «Курчатовский институт»

Научный руководитель: к.т.н. нач. отдела НИЦ «Курчатовский институт» Олексюк Д.А.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»

тел.: (985) 191-60-16, эл. почта: vertikov@nrcki.ru

На протяжении всей истории развития атомной энергетики осуществлялось непрерывное совершенствование программных средств, используемых для моделирования мультифизических процессов, происходящих в реакторных установках (РУ). Значительный объем материалов, обосновывающих безопасность РУ с реакторами типа ВВЭР, занимают теплогидравлические расчеты процессов, протекающих в РУ при нормальной эксплуатации, предаварийных ситуациях и авариях. Широко распространенная в реакторостроении компоновка тепловыделяющих элементов в виде стержневых сборок позволяет рассматривать область течения теплоносителя в пределах активной зоны в качестве системы параллельных сообщающих подканалов, взаимодействующих между собой посредством турбулентного и конвективного поперечного перемешивания теплоносителя. Данный метод теплогидравлического расчета активных зон ядерных реакторов получил название «субканальный». К настоящему моменту, программные средства, использующие субканальное приближение, получили широкое распространение как в нашей стране, так и за рубежом. Данные программные средства с одной стороны позволяют учитывать неоднородность параметров теплоносителя в пределах поперечного сечения тепловыделяющих сборок (ТВС) в отличие от одномерных «системных» кодов, а с другой стороны обладают приемлемым по сравнению с CFD-кодами временем счетом. Вышеперечисленные факторы позволяют использовать субканальные коды в качестве ключевого инструмента при проведении инженерных теплогидравлических расчетов для обоснования надежного охлаждения активных зон ядерных реакторов.

В данном докладе представлено описание этапов разработки и валидации субканального теплогидравлического кода SC-INT, созданного сотрудниками отдела теплофизических исследований НИЦ «Курчатовский институт». Программа SC-INT, имеющая аттестационный паспорт № 578 от 31.03.2023 г. [1], является модификацией программы SC-1 [2] и предназначена для проведения стационарных субканальных теплогидравлических расчетов ТВС реакторов типа ВВЭР. В программе SC-INT реализована модель однофазного двухфазного потока с учетом неравновесного пара, образующегося за счет поверхностного кипения воды и проскальзывания пара относительно жидкой фазы. Валидация программы SC-INT проводилась на экспериментальных данных, полученных на различных отечественных теплофизических стендах: стенд КС, стенд Л-186, стенд ОКБ «ГИДРОПРЕСС», стенд СВД-2. Для валидации были выбраны следующие параметры: перепад давления теплоносителя по высоте ТВС, температура некипящего теплоносителя в подканалах ТВС, температура оболочек тепловыделяющих элементов, критический тепловой поток.

На данный момент одним из актуальных направлений увеличения производства энергии на АЭС является повышение мощности действующих АЭС выше проектных значений. При увеличении мощности растёт энергонапряженность активной зоны реактора и для того, чтобы обеспечить достаточные теплотехнические запасы, требуется внедрение дополнительных устройств, обеспечивающих интенсификацию тепломассообмена в пучке твэлов. По этой причине, стоит акцентировать отдельное внимание на успешной валидации программы SC-INT на экспериментальных данных по критическому тепловому потоку в пучках стержней с решетками-интенсификаторами тепломассообмена, что позволяет использовать данный код для обоснования надежного охлаждения активных зон не только существующих, но и проектируемых реакторов типа ВВЭР.

Литература

1. Аттестационный паспорт программы для электронных вычислительных машин «SC-INT», № 578 от 31.03.2023 г.
2. Олексюк Д.А. Разработка и экспериментальное обоснование программы для поячейкового теплогидравлического расчета активных зон реакторов типа ВВЭР, диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук: 05.14.03. – Москва, 2002. – 194 с.

Разработка программного кода для расчета миграции трития в технологических системах термоядерного реактора

Воривончик М.В., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н., ст. науч. сотрудник ИБРАЭ РАН Сорокин А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (985) 742-83-05, эл. почта: vorivonchik.mv@ibrae.ac.ru

Представлено текущее состояние работы по разработке моделей и программного кода для расчета миграции трития и других изотопов водорода в технологических системах термоядерного реактора.

Были проведены идентификация и ранжирование процессов и явлений, определяющих поведение трития в элементах термоядерного реактора, включая те явления, модели которых в первую очередь необходимо учитывать в расчетном коде миграции трития [1].

В общем случае базовое уравнение баланса массы для i -го изотопа водорода в j -ой пространственной ячейке нодализационной схемы контура установки рассматривается в следующем виде:

$$\frac{dM_{i,j}}{dt} = \sum_k \frac{M_{i,k}}{\tau_{k \rightarrow j}} - \frac{M_{i,j}}{\tau_j} - \lambda_i M_{i,j} + S_{i,j}, \quad (1)$$

где первое и второе слагаемые в правой части определяют источник и сток массы изотопа из объема данной ячейки вследствие переноса с теплоносителем с характерными скоростями $1/\tau_{k \rightarrow j}$ и $1/\tau_j$ (где характерные времена характеризуют среднее время пребывания теплоносителя в данной ячейке, включая направление потока, и определяются объемом ячейки и объемным расходом несущей среды через ячейку), λ_i — постоянная распада трития (для трития и дейтерия $\lambda_H = 0, \lambda_D = 0$), параметр $S_{i,j}$ характеризует в общем случае источник и/или сток массы i -го изотопа водорода в j -ой ячейке вследствие физико-химических процессов, например, проницаемости изотопов водорода через стенки.

Ранжирование явлений было выполнено по степени их влияния на ключевые параметры безопасности технологических систем термоядерного реактора, связанные с поведением трития: активность трития в технологических системах; активность трития в помещениях; накопление трития в конструкционных материалах.

Представлены основные результаты работы: описание моделей, реализованных в автономном коде TRITIUM-F, для основных процессов поведения изотопов водорода в элементах термоядерного реактора; разработана постановка тестовых задач для проверки правильности программной реализации моделей в коде; приведены результаты тестовых расчетов, показывающие правильность реализации моделей в коде, приведены результаты валидации.

Литература

1. Р.Б. Богданович, А.Е. Аксенова, В.П. Березнев, А.И. Блохин, П.А. Блохин, Д.П. Вепрев, М.В. Воривончик и др. УДК 621.039.6; 621.039.68 ТРЕБОВАНИЯ К ИНТЕГРАЛЬНОМУ КОДУ EUCLID-F ДЛЯ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА АВАРИЙ В ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ, "Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез" 2023 г. Том 46. Выпуск 1.

Реализация модели кинетической сорбции в расчетном коде GeRa

Григорьев Ф.В., инженер. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Капырин И.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: grig-fedor@ibrae.ac.ru

Одним из основных процессов, определяющих динамику миграции радионуклидов в пористой среде, является сорбция растворенного вещества на вмещающей породе. Реализованные ранее в расчетном коде GeRa [1] модели сорбционного взаимодействия вода-порода представляют собой модели равновесного и обратимого типа (так называемые модели сорбции по изотермам). Однако, несмотря на их популярность и относительную простоту реализации, такой подход имеет значительные недостатки:

- нельзя учесть существование фиксированных форм радионуклидов на породе, включая случаи образования нерастворимого осадка (типичное явление при продолжительном контакте радионуклидов с барьерными материалами и горными породами);
- нельзя учесть кинетику процессов адсорбции и десорбции, в том числе тот факт, что адсорбция, как правило, протекает гораздо быстрее;
- нельзя проинтерпретировать рост значений K_d во времени, отмечаемый в лабораторных опытах.

Для того чтобы пользователь GeRa при конструировании геомиграционных моделей имел возможность преодолеть данные затруднения, в расчетном коде была реализована модель гетерогенных сорбционных центров (площадок) с учетом кинетики сорбции/десорбции [2]. Система дифференциальных уравнений в частных производных, описывающая данную модель, выглядит следующим образом:

$$\begin{cases} \varphi R \frac{\partial C}{\partial t} - \nabla \cdot D \nabla C + \nabla (\vec{u} C) + \lambda \varphi R C = f - k_1 C + k_2 N, \\ \frac{\partial N}{\partial t} + \lambda N = k_1 C - k_2 N. \end{cases} \quad (1)$$

Здесь φ – активная пористость, [-]; C – концентрация растворенного переносимого вещества, моль/м³; D – тензор диффузии-дисперсии, м²/сут; $\vec{u}$ – скорость фильтрации Дарси, м/сут; λ – константа радиоактивного распада, сут⁻¹; N – объемная концентрация вещества на втором (кинетическом) сорбционном центре, моль/м³; f – источниковый член, моль/м³/сут, k_1 и k_2 – коэффициенты адсорбции и десорбции, соответственно, сут⁻¹.

Численное решение данной системы в GeRa реализовано с использованием неявной схемы Эйлера для дискретизации по времени и схемы расщепления по физико-химическим процессам для сопряжения с другими моделями расчетного кода. Модель протестирована на задаче о миграции в песчаной колонке [3]: численное решение удовлетворительно совпадает с результатами лабораторных опытов. Подход кинетической сорбции также уже применен на практике для расчета в GeRa переноса с учетом пределов растворимости, а также в задачах выщелачивания радионуклидов из стекломатрицы.

Литература

1. Капырин, И.В. и др. Концепция разработки и использования расчетного комплекса GeRa для обоснования безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов / И.В. Капырин, С.С. Уткин, Ю.В. Василевский // Вопросы атомной науки и техники. – 2014. – № 4. – С. 44–54.
2. Румынин, В. Г. Геомиграционные модели в гидрогеологии / В. Г. Румынин. – СПб.: Наука, 2011. – 1158 с.
3. M. Marciniak M. Preselection of a sorption model based on a column test: the algorithm and an example of its application / M. Marciniak, M. Okonska, M. Kaczmarek // Hydrogeology Journal. – 2021. – 29. – P. 1551-1567.

Химические процессы с участием цезия и йода в первом контуре, влияющие на выброс активности в окружающую среду при тяжёлых авариях на АЭС с ВВЭР

Делова М.И., Юдина Т.А., Филиппов М.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (915) 248-57-81, эл. почта: delovami@ibrae.ac.ru

В радиоактивном выбросе (РВ) в окружающую среду при тяжелых авариях на АЭС цезий и йод являются одними из элементов, радиоактивные изотопы которых представляют наибольшую опасность для здоровья населения. Это определяется их высоким, практически полным, выходом из топлива при высоких температурах и их существенным радиологическим влиянием. Источники выброса йода и цезия в окружающую среду при тяжелых авариях существенно зависят от химических форм элементов, поскольку химические формы влияют на перенос и интенсивность удержания данных элементов в контуре реакторной установки и в защитной оболочке (ЗО) АЭС. Первый контур играет важную роль, формируя источники РВ в ЗО в авариях с выбросом активности из ЗО и оказывая прямое влияние на РВ в окружающую среду в авариях с байпасированием ЗО.

В данной работе проанализированы результаты экспериментальных исследований и определены химические процессы с участием цезия и йода в первом контуре, влияющие на изменение химических форм данных элементов.

В конце 90-х представление о химических формах йода и цезия основывалось на термодинамических расчетах. Считалось, что наиболее значительная доля йода, поступающего после выхода из топлива в первый контур, должна находиться в форме йодида цезия (CsI). В качестве основной формы цезия в первом контуре рассматривался гидроксид цезия (CsOH). Сильное влияние на представление о поведении цезия и йода при тяжелых авариях оказала серия интегральных экспериментов PHEBUS FPT (1993–2004 гг) с выгоревшим топливом, имитирующих аварию «большая течь из холодной нитки первого контура». Результаты данной серии экспериментов показали, что CsI не является единственной доминирующей формой йода в первом контуре, а CsOH не всегда является основной формой цезия. Анализ результатов экспериментов PHEBUS FPT продолжается и в настоящее время, поскольку до сих пор не удается однозначно интерпретировать некоторые экспериментальные результаты. Открытым остается вопрос о химических формах, в которых йод транспортировался по первому контуру установки.

Наиболее важными процессами, влияющими на формы цезия и йода в первом контуре в ходе тяжелых аварий, являются реакции с водяным паром, а также соединениями бора и молибдена. В данной работе определены возможные зоны взаимодействия йодида цезия с борными соединениями в реакторной установке: активная зона, сборная камера реактора, трубопровод первого контура. Исследована возможность протекания соответствующих химических реакций в зависимости от условий газовой среды. Так, в системе Cs-I-O-H-V в восстановительных условиях цезий связывает йод с образованием CsI , однако в окислительных условиях цезий преимущественно вступает в реакцию с бором, что обуславливает высокую долю газообразного йода. Аналогичное влияние типа среды на количество газообразного йода наблюдается и в системе Cs-Mo-I-O-H . Взаимодействие водяного пара с соединениями цезия приводит к образованию гидроксида цезия, который может далее адсорбироваться на поверхностях установки, что способствует удержанию цезия в первом контуре. В случае йодида цезия при взаимодействии с водяным паром образуется HI , таким образом происходит переход йода из аэрозольной в газообразную форму.

В результате данной работы сформирован перечень значимых химических реакций с соединениями цезия и йода, протекающих в первом контуре в условиях тяжелой аварии, а также определен набор экспериментов, в которых детально исследовались данные реакции. Результаты работы могут быть использованы для разработки и верификации моделей химического взаимодействия при транспорте цезия и йода в первом контуре при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР.

Модуль RATNIK для оценки термомеханического состояния и целостности трубы топливного канала и графита в реакторе РБМК

Долгодворов А.П., младший научный сотрудник ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: alexey.dolgodvorov@ibrae.ac.ru

Ввиду продолжающейся активной эксплуатации реакторов РБМК остается актуальным вопрос исследования безопасности их работы. Моделирование и прогнозирование поведения составляющих реактора в аварийных процессах позволяют выработать меры по предотвращению опасных последствий. Одним из важнейших элементов конструкции реактора служит труба топливного канала (ТК), внутри которой размещается тепловыделяющая сборка, омываемая теплоносителем. В данной работе представлена модель для оценки термомеханического состояния и целостности трубы ТК и графитовых блоков. Выполнены и представлены расчеты напряженно-деформированного состояния, а также проведено сравнение расчетных данных для аварии на ЛАЭС 1992 года.

Система трубы ТК и графита рассматривается в цилиндрической геометрии. Радиус внешней поверхности графита берется из соображения $a^2 = \pi r^2$, где a – размер стороны графитового блока. Система рассматривается в 1.5D постановке, т.е. расчет физических величин осуществляется на различных высотах (в аксиальных ячейках), при этом в заданном сечении задача рассматривается в осесимметричном приближении. Принимается приближение малых деформаций с выполнением условия обобщенной плоской деформации и непрерывности поля перемещений. Свойства материалов и нагрузки на систему считаются изотропными. Ввиду 1.5D подхода аксиальные ячейки не оказывают взаимного влияния друг на друга при деформировании, таким образом, смещение центра масс аксиальной ячейки не предусматривается.

Система уравнений термомеханики формулируется совместно на основе конечно-разностной аппроксимации уравнения теплопроводности и условий непрерывности и обобщенной плоской деформации

$$C_i \rho_i \frac{T_i - T_i^0}{\tau} = 2k_{i-1} k_i \left(\frac{1}{L_i} - \frac{1}{2R_i} \right) \frac{T_{i-1} - T_i}{k_{i-1} L_i + k_i L_{i-1}} - 2k_i k_{i+1} \left(\frac{1}{L_i} + \frac{1}{2R_i} \right) \frac{T_i - T_{i+1}}{k_i L_{i+1} + k_{i+1} L_i}, \quad (1)$$

$$R_i + \frac{1}{2} L_i = R_{i+1} - \frac{1}{2} L_{i+1}, \quad (2)$$

$$H_i = H_{i+1}, \quad (3)$$

где C_i , ρ_i , k_i , T_i – теплоемкость, плотность, коэффициент теплопроводности и температура цилиндрического слоя i , R_i , L_i и H_i – его средний радиус, толщина и высота. В модели учитываются термические деформации, деформации упругости и деформации термический ползучести [1].

Модулем RATNIK был проведен расчет аварии на ЛАЭС 1992-ого года. Сопоставление результатов расчетов с данными [2] показывает, что в обоих расчетах время наступления контакта трубы ТК и графита совпадает с хорошей точностью и находится в районе 36 – 37 с. Кроме того, до момента контакта величина окружных деформаций трубы ТК также хорошо коррелирует друг с другом.

Литература

1. Shewfelt R.S.W., Lyall L.W., Godin D.P. A high-temperature creep model for Zr-2.5 wt% Nb pressure tubes //Journal of Nuclear Materials. – 1984. – Т. 125. – С. 228-235.
2. Новосельский О.Ю., Филинов В.Н., Крючков И.И. Исследование поведения технологических каналов РБМК в условиях аварийного разогрева //Атомная энергия. – 1995. – Т.78. – вып.3. – С.155-160.

Результаты моделирования твэльным кодом БЕРКУТ-У твэлов со смешанным нитридным топливом и жидкометаллическим подслоем в условиях эксплуатации быстрого реактора

Задорожный А.В., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н. с.н.с. ИБРАЭ РАН Озрин В.Д.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7 (985) 475-04-75, эл. почта: zadorozhnyi@ibrae.ac.ru

В настоящее время в России Госкорпорацией «Росатом» реализуется проектное направление «Прорыв», нацеленное на создание и промышленную реализацию замкнутого ядерного топливного цикла на базе реакторов на быстрых нейтронах. Смешанное нитридное уран-плутониевое топливо рассматривается в качестве основного топливного материала для проекта реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. Одним из основных преимуществ этого топлива является его хорошая теплопроводность, но при использовании газового подслоя в твэле с плохой теплопроводностью она во многом нивелируется. Жидкометаллический подслоя в твэле может решить данную проблему и раскрыть все преимущества нитридного топлива [1].

Необходима предварительная оценка поведения нитридного твэла при облучении в быстром реакторе до высоких выгораний, которая может быть выполнена с помощью специальных расчетных твэльных кодов, одним из которых является механистический твэльный код БЕРКУТ-У, разрабатываемый в ИБРАЭ РАН [2]. В данной работе будут представлены результаты моделирования твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и жидкометаллическим подслоем в условиях эксплуатации быстрого реактора кодом БЕРКУТ-У. Сравнение расчетного распухания нитридного топлива экспериментального твэла в случаях жидкометаллического (свинцового) и газового (гелиевого) подслоя представлено на рисунке 1.

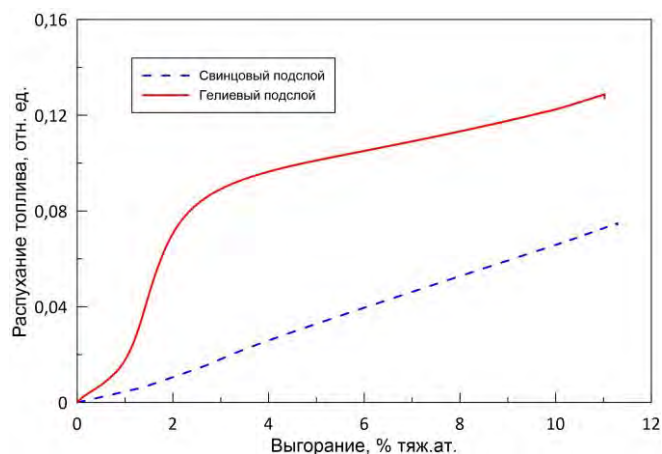


Рис.1. Расчетное распухание нитридного топлива с разным заполнением твэла

Литература

1. Адамов Е.О., Забудько Л.М., Мочалов Ю.С. и др. Разработка твэла с нитридным уран-плутониевым топливом с жидкометаллическим подслоем. — Атомная энергия, 2019, т. 127, вып. 5, с. 255–262.
2. Болдырев А.В., Задорожный А.В., Озрин В.Д. и др. Валидация кода БЕРКУТ на результатах послереакторных исследований твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, облученных в БН-600. — Атомная энергия, 2019, т. 127, вып. 6, с. 322–327.

Применение методов моделирования для оценки перорального поступления радионуклидов в организм человека при аварийных радиоактивных выбросах на примере Нововоронежской АЭС

Зайцева А.А., студент 5 курса НИЯУ МИФИ

Научный руководитель: к.т.н. науч.сотр. ИБРАЭ РАН Киселев А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (900) 544-72-33, эл. почта: zaitseva@ibrae.ac.ru

В рамках настоящей работы представлены результаты исследования зависимости прогнозируемых годовых доз на население за счет потребления продуктов питания местного производства для сценария гипотетического аварийного выброса на примере Нововоронежской АЭС от даты аварийного выброса. Для рассмотрения был взят сценарий гипотетической аварии, соответствующей четвертому уровню по международной шкале ядерных событий ИНЕС.

Для моделирования поведения радионуклидов после осаждения на подстилающую поверхность использовалась разработанная в ИБРАЭ РАН программа FCRADSYS, основанная на методике FDMT расчета поступления радионуклидов в организм человека, и позволяющая моделировать перенос и накопление радионуклидов в продуктивную часть сельскохозяйственных культур; корневой и аэральные пути поступления в растения за счет сухого и влажного осадений и ирригации, а также поступление радионуклидов в продукты питания животного происхождения с кормовыми культурами и водой, поступление радионуклидов в рыбу. Результатом работы модуля являются дозы, связанные с поступлением радионуклидов в организм человека с продуктами питания растительного и животного происхождения с учетом поправок на кулинарную обработку.

В ходе исследования были проведены расчеты доз с учетом состава почв на местности. Были проведены расчеты как со средним распределением почв для территорий вокруг станции (песчаные – 3%, супесчаные и суглинистые – 4%, глинистые и черноземы – 93%), так и рассмотрены точки (рис.1а) с распределением почв, полученных с использованием почвенных карт FAO: точка 1 (супесчаные и суглинистые – 10%, глинистые и черноземы – 90%), точка 2 (песчаные – 100%), точка 3 (супесчаные и суглинистые – 100%).

Был отмечен рост прогнозируемой дозы для сценариев аварийных выбросов, дата которых приходится на промежуток времени с апреля по октябрь, по сравнению с дозами от выбросов, приходящихся на остальные месяцы, что связано с вегетационным периодом в эти даты.

Для вегетационного периода (рис.1б) также увеличивается разброс значений, получаемых с использованием средних параметров и региональных данных. Например, для гипотетической аварии, дата которой приходится на июль, расчетная доза облучения для точки на 7% больше, чем доза, рассчитанная с использованием среднего распределения почв. Аналогично для точки 3 расчетная доза будет выше на 17%, а для точки 2 — на 26%. Увеличение разброса обусловлено различием коэффициентов накопления радионуклидов, входящих в состав аварийного выброса, для продуктивной части культур, произрастающих на разных типах почв.

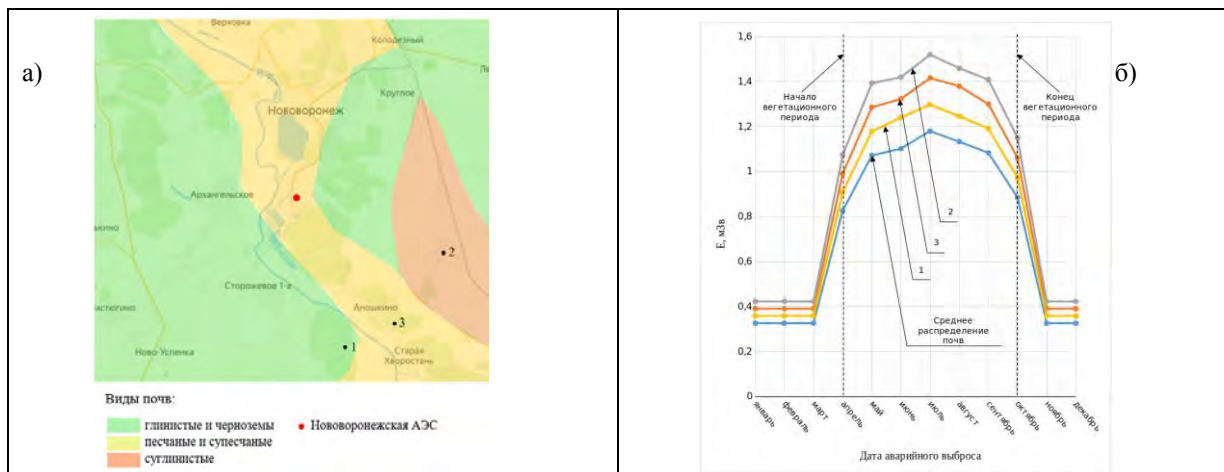


Рис. 1. Распределение почв вокруг НВАЭС (а) и график зависимости прогнозируемой дозы от гипотетического аварийного выброса от даты (б)

Моделирование программой MATADOR процессов тепломассопереноса в ТВС быстрых реакторов с дистанционирующей провололочной навивкой

Залесов А.С., инженер-конструктор 2-ой категории АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

Научный руководитель: к.т.н., нач. отд. АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» Чуркин А.Н.

Ордена Трудового Красного Знамени и ордена труда ЧССР опытное конструкторское бюро
«ГИДРОПРЕСС»

тел.: (495)502-79-13 доп. 15-86, эл. почта: zalesov_as@grpress.podolsk.ru

В рамках Международного форума Generation IV быстрые реакторы с жидкометаллическим охлаждением рассматриваются в качестве перспективного направления развития атомной энергетики. В настоящее время в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» проектируются такие реакторные установки как СВБР-100 [1] и СВЕТ-М [2]. Среди важнейших вопросов, которые должны быть решены в процессе проектирования, теплогидравлика активной зоны является одним из наиболее сложных. Чтобы обосновать безопасную и надежную эксплуатацию новых реакторных установок необходимо тщательно изучить и научиться точно моделировать теплофизические процессы, протекающие в активной зоне.

Влияние спиральной навивки на формирование тепловой и гидродинамической картины в активной зоне существенно. Экспериментальные данные показывают, что перепад давления по высоте активной зоны возрастает вследствие эффекта торможения потока в области провололочной навивки. Массо- и тепломассообмен в поперечном сечении ТВС и активной зоны в целом увеличивается из-за периодического локального увеличения разности статического давления в поперечном направлении, что приводит к снижению температуры теплоносителя в области горячих пятен. Таким образом, ни одна современная программа теплогидравлического расчета активной зоны не может обойтись без учета фактора влияния спиральной навивки.

Поячейковые программы по-прежнему остаются простым и удобным в инженерной практике методом, разработанным для детального анализа сложных явлений гидродинамики и теплообмена в активной зоне. В АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» разработана программа MATADOR [3], предназначенная для ячейкового расчета локальных неоднородных процессов тепломассопереноса в пучках тепловыделяющих стержней. Однако изначально программа создавалась для моделирования течения теплоносителя в пучках гладких стержней. В ходе проведенной авторами модернизации, в программу MATADOR были внедрены новые замыкающие соотношения для расчета продольного и поперечного гидравлического сопротивления трения, коэффициентов межячейкового обмена и теплоотдачи для пучков стержней с дистанционирующей провололочной навивкой. Кроме того, в уравнение переноса импульса в поперечном направлении добавлено новое слагаемое, моделирующее действие вынуждающей силы в результате воздействия провололочной навивки на поток теплоносителя.

Для подтверждения работоспособности внесенных изменений в программу MATADOR проведены расчеты двух тестовых пучков стержней. Результаты расчетов по программе MATADOR сравнивались с экспериментальными данными и результатами расчетов по другим программам. Проведенные расчетные исследования будут полезны на последующих этапах валидации программы.

Литература

1. Рыжов С.Б., Степанов В.С., Климов Н.Н., Зродников А.В., Тошинский Г.И., Комлев О.Г. Инновационный проект реакторной установки СВБР-100 // Научно-технический сборник «Вопросы атомной науки и техники». – Серия: «Обеспечение безопасности АЭС». – 2009. – Вып. 24. – С. 5-7.
2. Тарасов Н.В., Лякишев С.Л., Шарый Н.В., Безруков Ю.А. Исследование зависимости размеров основного оборудования реакторной установки с естественной циркуляцией первого контура от типа теплоносителя // Научно-технический сборник «Вопросы атомной науки и техники». – Серия: «Физика ядерных реакторов». – 2022. – Вып. 3. – С. 88-98.
3. Залесов А.С., Чуркин А.Н. Программа MATADOR для расчета локальных неоднородных процессов тепломассопереноса в пучках тепловыделяющих стержней // Сборник докладов «XXII Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам». – 2022. – С. 427-442.

Накопление радионуклидов в донных отложениях пресноводных озер в зависимости от их продуктивности

Зеленина Д.А., аспирант ИБРАЭ РАН

Кузнецова Е.А., студент МПГУ

Научный руководитель: к.т.н, снс. ИБРАЭ РАН Болдырев К.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 89776391566, эл. почта: zelenina_darya_soboleva@mail.ru

Накопление радионуклидов в донных отложениях пресноводных водоемов является важным фактором их самоочистки. Процесс формирования малорастворимых и маломобильных форм радионуклидов в донных осадках имеет сложные механизмы, обусловленные совокупностью геологических, геохимических и биологических факторов. В работе на примере низкопродуктивного озера Дрязло Тверской области в лабораторных условиях показана роль интенсификации развития фитопланктона путем добавления источников серы, фосфора и азота.

Целью данной работы являлся расчёт эффективности очистки донных отложений от радионуклидов фитопланктоном и оценка формирования биогеохимического барьера на примере озера Дрязло в Нелидовском районе Тверской области в условиях низкой и высокой продуктивности.

При добавлении к пробам озерной воды добавок с содержанием азота и фосфора в лабораторных условиях в среднем через 8 дней наблюдалось развитие планктонных фототрофных организмов, таких как *Chlorella*, *Chlorococcum* sp., *Arthrospira jennneri* и др. Наилучший эффект стимулирования фототрофных организмов наблюдали при добавлении 42 мг/л мочевины и смеси мочевины с гидроортофосфатом калия (1:1). Были определены сорбционные свойства биомассы фототрофов озера Дрязло. За 1 вегетационный период она способна эффективно извлекать из воды стронций, уран, плутоний и америций в прочнофиксированной форме. Проведен расчет доминирующих геохимических минеральных фаз, обеспечивающих формирование биогеохимического барьера для иммобилизации стронция и актинидов в донных отложениях в условиях пресноводного, непроточного озера Дрязло.

Таким образом, на основании полученных данных можно предложить метод *in situ* очистки водоема в случае радиационных аварий от большинства радиоактивных металлов с длительным периодом полураспада.

Комплекс программ по расчетному сопровождению экспериментов на критических стендах БФС

Зуйков А.А., инженер-исследователь АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»

Научный руководитель: к.т.н. начальник департамента ДРИБ АЭС Перегудов А.А.

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

тел.: +7-(906)-153-42-21, эл. почта: aazuikov@ipre.ru

Целью данной работы является создание комплекса программ по расчетному сопровождению экспериментов на критических стендах БФС [1,2,3].

Комплекс Больших Физических Стендов ФЭИ является уникальной экспериментальной площадкой для проведения исследований нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов на быстрых нейтронах. Стенд БФС-1 был запущен в 1961 г, БФС-2 в 1968 г. С 1990 г. ведётся электронная база данных экспериментов на БФС, содержащая описание большинства сборок. За время работы стендов на них было собрано более 100 критсборок.

Сегодняшние тенденции в проектах реакторов, наряду с развитием вычислительной техники, стимулируют разработку, аттестацию и применение передовых высокоточных методов численного анализа характеристик реакторов. Вот почему точность моделирования в физике реакторов остается решающим фактором при его сооружении.

В соответствии с задачами расчетов по безопасности, вычисление «наилучшей оценки» должно дополняться анализом неопределенности. Точные экспериментальные исходные данные и их правильное моделирование играют важную роль при оценке неопределенности.

Эксперименты на БФС предоставляют ценную информацию, однако сборки представляют собой довольно сложную конфигурацию для инженерных кодов. Поэтому использование кодов, основанных на методе Монте-Карло, является наилучшим решением для сведения к минимуму погрешностей, зависящих от программы. Однако, создание подобных расчетных заданий является сложной и трудоемкой задачей, которая требует привлечения высококвалифицированных специалистов.

Поэтому было принято решение о создании комплекса программ, способного автоматическим образом из электронной базы данных экспериментов, выполненных на критических стендах БФС, формировать расчетные задания на прецизионные коды.

Таким образом, выполнение данной работы способствует исключению ошибок и уменьшению времени при составлении расчетных заданий на нейтронно-физические коды и позволяет воспользоваться богатым экспериментальным опытом, накопленным за долгие годы моделирования на стендах БФС.

Литература

1. А.В. Гулевич, В.Г. Двухшерстнов, В.А. Елисеев и др. БФС – уникальный инструмент для обоснования нейтронно-физических характеристик активных зон быстрых реакторов нового поколения // Избранные труды ФЭИ. АО «ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2021.
2. S.M. Bednyakov, A.V. Gulevich, V.G. Dvukhsheerstnov et al. The BFS complex – a unique facility to Justify the neutronic parameters of the new generation fast reactor cores // Nuclear Energy and Technology 8(2): 97-105, 2022.
3. Бедняков С.М., Безбородов А.А., Изотов В.В. и др. Воспроизведение на БФС физического пуска быстрого реактора // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, выпуск 3, 2022.

Исследование возможности корректировки изотопного состава плутония в реакторе типа БН-600

Игнатьев И.А., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., научный сотрудник ИБРАЭ РАН Березнев В.П.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7 (910) 867-22-30, эл. почта: ignatev@ibae.ac.ru

В связи с тем, что основную массу ядерных энергетических установок составляют реакторы на тепловых нейтронах, в качестве топлива в которых используется низкообогащённый по изотопу ^{235}U диоксид урана, в мире накоплены огромные запасы отработавшего ядерного топлива, в составе которого содержится примерно 1% плутония. Плутоний, в свою очередь, может быть использован в качестве топлива при его смешивании с природным или обедненным ураном (МОКС-топливо). Но использование этого плутония в МОКС-топливе реакторов на тепловых нейтронах возможно лишь однократно из-за накопления пороговых изотопов плутония (^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu). Для использования плутония, но уже из ОЯТ МОКС-топлива тепловых реакторов, необходимо повысить долю ^{239}Pu и ^{241}Pu до 61% от всех изотопов плутония. Это можно сделать двумя способами – смешиванием плутония из ОЯТ МОКС реакторов на тепловых нейтронах с плутонием из зон воспроизводства реакторов на быстрых нейтронах (или оружейным плутонием) или путем его облучения в быстром реакторе.

В связи с этим в данной работе рассматривается эффективность корректировки изотопного состава плутония, каждым из описанных выше способов. В качестве основы для подготовки расчетной модели был выбран бенчмарк реактора типа БН-600 [3]. В исследовании предполагается замена первого ряда сборок стальной защиты (SSA-1) топливными сборками с обедненным ураном или его смесью с плутонием из ОЯТ МОКС реакторов на тепловых нейтронах. Было рассмотрено три варианта топливных сборок:

1. Гетерогенная ТВС с обедненным ураном, наработанный плутоний из которой впоследствии смешивался с плутонием из ОЯТ МОКС тепловых реакторов.
2. Гетерогенная ТВС со смесью обеднённого урана и плутония из ОЯТ МОКС тепловых реакторов.
3. Гомогенная ТВС со смесью обеднённого урана и плутония из ОЯТ МОКС тепловых реакторов с заменой от 10% до 90% объемной доли сборки замедлителем (бериллий / оксид бериллия / графит / гидрид циркония).

Расчет был проведен при помощи программного средства на базе метода Монте-Карло. Массовая доля плутония ОЯТ МОКС в топливной смеси принималась 10% для каждого типа сборки. Расчетный период для каждой сборки составлял 900 суток.

Из результатов расчетного моделирования можно сделать вывод, что наиболее эффективным методом обогащения плутония из ОЯТ МОКС реакторов на тепловых нейтронах является его смешивание с плутонием из зоны воспроизводства реактора на быстрых нейтронах. Так, при замене всех сборок стальной защиты на ТВС с обедненным ураном с последующим его облучением в течение 900 суток, нарабатывается плутония в количестве достаточном для изготовления около 20 МОКС ТВС реактора ВВЭР с массовой долей плутония в топливе 7%. Варианты с использованием смеси обедненного урана и плутония из ОЯТ МОКС реакторов на тепловых нейтронах требуют дальнейшего рассмотрения, а именно корректировки содержания плутония в смеси, так как в большинстве случаев за расчетный период не преодолевается отметки в 61% долю ^{239}Pu и ^{241}Pu от всех изотопов плутония.

Литература

1. Жемков И.Ю. Обогащение плутония из отработавшего МОКС-топлива реакторов на тепловых нейтронах. Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей). – Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2020. Вып. 3. – 46-55 с.
2. Стогов В.Ю. Изменение вектора плутония в быстром реакторе: Препринт ФЭИ–3290. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2020. 13 с.
3. BN-600 MOX core benchmark analysis: results from phases 4 and 6 of a coordinated research project on updated codes and methods to reduce the calculational uncertainties of the LMFR reactivity effects. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2013 (IAEA-TECDOC series, ISSN 1011-4289; no. 1700). ISBN 978-92-0-139210-7

Исходные данные о барьерных глинистых материалах для обоснования долговременной безопасности пунктов хранения РАО

Ильина О.А., руководитель проекта ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н., зав. отделением ИБРАЭ РАН Уткин С.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-32, эл. почта: ilina@ibrae.ac.ru

Глинистые материалы широко востребованы для создания инженерных барьеров безопасности (ИББ) при строительстве пунктов хранения РАО и консервации пунктов размещения особых РАО. Применяются также дополнительные барьеры безопасности из глин при выводе из эксплуатации ОИАЭ [1]. При разработке проектных решений, обосновании долговременной безопасности и при контроле материалов и барьеров, возникает потребность в получении большого числа характеристик глин, а в силу отсутствия специализированных нормативно-технических документов по глинистым материалам в атомной отрасли, этот перечень зачастую становится избыточным, накапливая в себе исследовательские характеристики глинистых минералов, свойства грунтов, строительные параметры конструкционных материалов, показатели качества глин из металлургической, нефтегазовой и других отраслей промышленности. Реализация отраслевой «Программы научно-технологического обеспечения работ по обоснованию выбора барьерных глинистых материалов, применяемых при реализации проектов на заключительной стадии жизненного цикла ОИАЭ» направлена на формирование системного подхода при выборе и обосновании применения различных типов барьерных глинистых материалов (БГМ), в т.ч. включает разработку стандарта, формирующего систему контроля качества БГМ.

Одним из первых шагов в стандартизации параметров БГМ была выполнена их классификация и кластеризация. Сначала был составлен широкий перечень характеристик, которые имеют влияние на выполнение и сохранение в течение длительного времени противомиграционных свойств и поддержание благоприятных условий для системы инженерных барьеров. Все показатели перечня были разбиты на 3 категории (рис. 1): (1) характеристика глинистых материалов, (2) показатели свойств, отвечающие за выполнение заданных функций безопасности барьеров, (3) технологические параметры материалов/изделий из глинистых материалов и создаваемых барьеров. Функции безопасности на рис. 1 указаны для внутреннего барьера безопасности в ПЗРО 3, 4 класса.



Рис. 1. Группы категорий характеристик глинистых материалов

Дальнейшая работа над стандартизацией исходных данных о барьерных глинистых материалах будет включать уточнение перечня показателей в зависимости от типа инженерного барьера, технологии его создания и применяемого глинистого материала, а затем унификацию методик их определения. Все получаемые результаты будут накапливаться в специализированной базе знаний.

Литература

1. Ильина О. А., Лундин Д. С., Проскурин Д. В., Ведерникова М. В., Бирюков Д. В. Материалы и технологии для радикального улучшения гидроизолирующих характеристик хранилищ РАО // Радиоактивные отходы. 2021. № 1 (14). С. 51—62 DOI: 10.25283/2587-9707-2021-1-51-62.

Оценка влияния неопределенностей входных данных на расчетные характеристики ОЯТ и РАО

Казиева С.Т., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН, м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н., научный сотрудник ИБРАЭ РАН Свительман В. С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (985) 342-79-65, эл. почта: Kazieva@ibrae.ac.ru

Прогнозирование радионуклидных составов радиоактивных отходов от переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) - один из важнейших аспектов задач, связанных с обоснованием долговременной безопасности при их захоронении. В связи с отсутствием экспериментальных данных по содержанию в ОЯТ радиологически значимых радионуклидов, таких как ^{129}I , ^{36}Cl , ^{79}Se и т. д., проведение расчетов остается единственным способом для оценки их содержания [1]. При этом на всех шагах проведения оценок важен учет неопределенностей, возникающих в процессе получения расчетных характеристик, характеризующих безопасность. Необходимым инструментарием для анализа чувствительности и неопределенности расчетных моделей [2], используемых для обоснования безопасности объектов ядерного наследия и пунктов захоронения РАО, обладает программный комплекс MOUSE, разрабатываемый в ИБРАЭ РАН [3 - 4].

В данной работе оценка радионуклидных составов и радиационных характеристик облученных материалов проводилась с помощью программного комплекса TRACT для расчетов характеристик ОЯТ и РАО [5 - 6]. Первыми шагами анализа неопределенности расчетных характеристик стали предварительный отбор данных и анализ чувствительности, позволяющий определить входные параметры, которые в большей степени влияют на неопределенность результата моделирования. Оценка индексов чувствительности при прогнозировании радионуклидных составов ОЯТ при долговременной выдержке осуществлялась с использованием метода Соболя, метода анализа чувствительности, который оценивает индексы чувствительности как вклад каждого из параметров в вариацию результата расчета [7].

В результате предварительного отбора был составлен список параметров исходных данных, наиболее важных при оценке радиационных характеристик облученного материала, в который были включены: нуклидный состав, нейтронный спектр, плотность потока нейтронов, времена облучения и выдержки, константные данные (ядерно-физические константы, включающие сечения реакций, постоянные распада нестабильных изотопов и т.д.). В качестве основных выходных величин, чувствительность которых важно проанализировать, были приняты: активность, энерговыделение и радионуклидный состав радиологически значимых для долговременной безопасности радионуклидов.

Анализ чувствительности был проведен для выбранных характеристик к ограниченному набору параметров: плотности потока нейтронов, времени облучения и содержанию радионуклидов в исходном материале. Анализ полученных результатов показал их адекватность происходящим в анализируемой системе физическими процессам. В частности, интегральная активность на начало выдержки определяется активностью короткоживущих продуктов деления, наблюдается большая чувствительность к режиму облучения (плотности потока нейтронов и времени облучения) и к содержанию ^{235}U , при делении которого в основном образуются данные изотопы. Чувствительность интегральной активности к режиму облучения (плотности потока нейтронов и времени облучения) наблюдается на всех временных промежутках, т.к. активность определяется изотопами, нарабатываемыми за время облучения, а их содержание как раз обусловлено режимом облучения. Интегральная активность более чувствительна к содержанию ^{235}U в начале выдержки, далее со временем выдержки чувствительность снижается, но также на 30-40% определяется продуктами деления ^{235}U . В продолжении работы планируется учет более полного набора входных данных, обуславливающих неопределенность расчетных характеристик.

Литература

1. Самойлов А. А. Методический подход к определению радиологически значимых радионуклидов для оценки долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов // Вопросы радиационной безопасности. 2017. Т. 87. № 3. С. 21—31.

2. Савельева, Е. А. Обращение с неопределенностями в задачах расчетного обоснования долговременной безопасности / Е. А. Савельева, В. С. Свительман // Радиоактивные отходы. – 2022. – № 3(20). – С. 61-71.
3. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2022667451 Российская Федерация. Расчетный комплекс для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности MOUSE. Версия 1.0 : № 2022666414 : заявл. 05.09.2022 : опубл. 21.09.2022 / А. С. Нужный, Е. А. Савельева-Трофимова, В. С. Свительман [и др.] ; заявитель Российская Федерация, от имени которой выступает Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».
4. Линге И. И. Расчетное обоснование долговременной безопасности и оптимизация решений по захоронению РАО и выводу из эксплуатации: тенденции, потребности, возможности // Радиоактивные отходы. 2020. № 2 (11). С. 85—98.
5. Блохин А. И. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеристики радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 95—104.
6. Блохин А. И. Применение расчетного кода TRACT для оценок радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО класса 1 // Радиоактивные отходы 2020. № 4 (13). С. 99—111.
7. Sobol I. M. Global sensitivity indices for nonlinear mathematical models and their Monte Carlo estimates //Mathematics and computers in simulation. – 2001. – Vol. 55. – №. 1-3. – p. 271-280.

Разработка инженерной программы повышенной точности для оперативных расчетов мощности дозы гамма-излучения в системах «источник-защита»

Катаев Е.В., техник ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н. Ванеев Ю.Е., в.н.с. ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: kataev@ibrae.ac.ru

Для оперативных оценочных расчетов мощности дозы (МД) гамма-излучения от «загрязненных» радионуклидами конструкций, материалов, упаковок, в ряде случаев, используют инженерные программы (MicroShield [1], БРИЗ [2]), в которых реализован метод факторов накопления (ФН) в упрощенной геометрии объектов. В этих программах функционал от нерассеянной компоненты излучения (например, мощность дозы) вычисляется по аналитическим формулам, а вклад рассеянного излучения учитывается введением множителя – фактора накопления, как правило, для точечных изотропных источников в бесконечных средах. К недостаткам таких программ можно отнести строгие ограничения по заданию геометрии моделей источника и радиационной защиты и получение, как правило, излишне консервативных результатов расчетов.

Для оперативных и более точных расчетов МД в конфигурациях систем «источник-защита», приближенных к реальным, в ИБРАЭ РАН разрабатывается специализированная программа БОДИ (Быстрая Оценка Дозы Излучения), входящая в состав программного комплекса КОРИДА [3] в качестве модуля. Эта программа использует заранее подготовленные разделы базы данных (БД) с факторами накопления и пространственными распределениями МД, полученными с использованием аттестованной монте-карловской программы TDMCC [4] при вариациях параметров источника излучения и защиты в некотором классе систем «источник-защита».

Реализуемый в программе БОДИ подход с использованием метода ФН, в отличие от традиционного, обеспечивает возможность расчета нерассеянной компоненты излучения для более широкого набора конфигураций «источник-защита», располагая возможностями геометрического модуля программы TDMCC.

Цель работы состоит в описании структур программы БОДИ и ее БД, алгоритмов подготовки и использования одного из разделов БД с дозовыми характеристиками гамма-излучения от типовых контейнеров РАО: «Биг-бэг», «Бочка», КМЗ, НЗК-150-1,5П при вариациях параметров матриц РАО (грунт, бетон, стекло с различной плотностью и различным составом). Представлены также описания интерфейса пользователя и примеры тестирования программы БОДИ.

Литература

1. ПК Microshield // URL: <https://radiationsoftware.com/microshield> (дата обращения: 10.05.2022).
2. ПК БРИЗ // URL: <http://ibrae.ac.ru/contents/956/> (дата обращения: 10.05.2022).
3. Блохин А.И., Блохин П. А., Ванеев Ю. Е., Сипачев И. В. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования радиационных полей с учетом изменений характеристик источников излучений и инженерных барьеров безопасности // ВАНТ, Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2019. Вып.4. С.78-86.
4. Программа TDMCC (Time dependent Monte Carlo Code). Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Свидетельство о государственной регистрации №2010614412 ФГУП "РФЯЦ ВНИИЭФ".

Использование CFD-кода OpenFOAM для численного моделирования тепловых потоков при тяжелых авариях

Ковешников К.С., студент 4 курса НИУ «МЭИ»

Научный руководитель: к.ф.-м.н. ст. научный сотрудник ИБРАЭ РАН Моисеенко Е.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (977) 597-02-39, эл. почта: koveshnikovks@ibrae.ac.ru

Для предотвращения попадания радионуклидов в окружающую среду при тяжёлой аварии расплав активной зоны необходимо локализовать и организовать его охлаждение на больших интервалах времени. Одним из способов локализации расплава является его внутрикорпусное удержание. Обоснование эффективности такого метода является важной задачей при обеспечении безопасности реакторов без устройства локализации расплава. Для реакторов модели ВВЭР-440 данный вид локализации является вполне обоснованным [1], что позволяет использовать уже готовые численные оценки для сравнения с результатами расчета на иных программных средствах.

На сегодняшний день моделирование тяжелых аварий производится специальными расчетными кодами (например, СОКРАТ или ТИТАН-2), в которых для моделирования теплообмена расплава в корпусе используются эмпирические модели, основанные на экспериментальных данных, что позволяет многократно повысить скорость расчета задачи. Растущие вычислительные мощности позволяют задействовать более точные CFD коды при расчетах тяжелых аварий. Одним из таких кодов является OpenFOAM. Данный код является открытым, что позволяет добавлять пользовательские модели или модифицировать уже готовые.

В данной работе решается осесимметричная стационарная задача распределения потока тепла в двухфазной системе – металлическая фаза и тепловыделяющая смесь оксидов урана и циркония. Геометрические параметры задачи соответствуют корпусу реактора ВВЭР-440. Расчетная область была разбита на две подобласти, которые обмениваются только теплом. В каждой из подобластей моделируется турбулентная свободная конвекция. Для описания конвекции было выбрано приближение Буссинеска. На внешней поверхности корпуса задавалось условие третьего рода, коэффициент теплоотдачи соответствовал случаю для пузырькового кипения [2]; на свободной поверхности металлической фазы учтен теплообмен излучением. Свойства материалов принимались постоянными, определяющая температура для свойств 2973 К [3].

Рассчитанное распределение потока тепла на корпус реактора и поле температуры в расплаве сравнивается с полученными при расчете модулем HEFEST [4]. Полученные результаты, в целом, близки, но CFD моделирование использует более общие модели, что позволяет более точно оценить локальные особенности тепловых потоков, особенно на границе сред. Таким образом, можно сделать вывод о практической применимости CFD-расчетов для моделирования теплового состояния расплава в корпусе реактора – независимо или в сочетании с упрощёнными моделями.

Литература

1. P. Matejovic, M. Barnak, M. Bachraty and R. Berky, Assessment of In-vessel Corium Retention for VVER-440/V213, Joint OECD/NEA – EC/SARNET2 Workshop, Issy-les-Moulineaux, France, October 12 – 14, 2009.
2. Теплообмен в однофазных средах и при фазовых превращениях: учебное пособие для вузов / В.В. Ягов. – М.: Издательский дом МЭИ, 2014. – 542 с.: ил.
3. Расплав. Удержание расплавленных материалов активной зоны водоохлаждаемых реакторов проекты Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (OECD NEA) RESPLAV и MASCA (1994 – 2006) / Под ред. В.Г. Асмолова, А.Ю. Румянцева, В.Ф. Стрижова. – М.: Концерн Росэнергоатом, 2018. – 576 с.
4. Филипов А.С. Разработка, верификация, применение программных средств расчетного анализа поздней стадии тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. М.: ИБРАЭ РАН, 2013.

Разработка лабораторной установки для определения коэффициента фильтрации и минеральных преобразований перспективных бетонов при организации инженерных барьеров безопасности в условиях ПГЗРО

Козлов П.П., Тюпина Е.А.

Научный руководитель: к.т.н., доц. РТХУ им. Д.И. Менделеева Тюпина Е.А.

Российский Химико-Технологический Университет им. Д.И. Менделеева

тел: +7 (963) 614-78-63, эл. почта: kozlov.p.p@muctr.ru

В ряде концепций захоронения радиоактивных отходов в ПГЗРО рассматривается использование бетонных конструкций, находящихся в непосредственном контакте с бентонитовым буфером, для укрепления тоннелей или скважин во вмещающих породах, предназначенных для размещения контейнеров с отходами, а также для их герметизации при заполнении [1]. В процессе фильтрации подземной воды через бетон будет происходить растворение портландита, а также выщелачивание калия и натрия, скорость которого характеризуется коэффициентом фильтрации. Также данные процессы могут приводить к увеличению pH до 13 и выше, что может негативно влиять на ключевые параметры бентонитового буферного материала (катионообменную ёмкость, коэффициент фильтрации и др.). Для предотвращения негативного сценария необходимо осуществлять тщательный подбор бетонных смесей в виду необходимости обеспечения безопасной изоляции РАО в течение длительного периода времени. Таким образом, целью данной работы является создание лабораторной установки для определения значений коэффициента фильтрации, а также изучения характеристик образцов бетонов, перспективных для использования в ПГЗРО, и проб фильтрата модельного раствора подземной воды.

В рамках «Комплексной программы исследований в обоснование долговременной безопасности захоронения РАО в ПГЗРО с оптимизацией его эксплуатационных параметров» была спроектирована и изготовлена установка для фильтрации модельного раствора подземной воды участка «Енисейский» (pH = 7). Принцип работы установки заключается в подаче модельного раствора под давлением 1 МПа, выбранного на основе данных из ПИЛ GTS (Швейцария) [2], через фильтрационные ячейки, содержащие цилиндрические образцы бетонов (портландцементный бетон (ПБ), цементно-известковый буфер NRVB, алюминатный бетон (АБ) диаметром 47 мм и высотой 31 мм. Давление и температура в системе регистрировались при помощи аналогового преобразователя давления и цифрового датчика температуры. pH среды растворов фильтратов определялся при помощи кондуктометра-иономера «Анион 4100», оснащенного комбинированным электродом ЭСК-10307.

В результате эксперимента были получены значения коэффициента фильтрации для образцов ПБ, NRVB и АБ равные $4,14 \cdot 10^{-9}$, $1,36 \cdot 10^{-8}$ и $3,78 \cdot 10^{-9}$ см/с, соответственно, что по литературным данным [3] сопоставимо с гидравлической проницаемостью гранитных пород ($\approx 10^{-8}$ см/с) и является одним из критериев приемлемости данных бетонных составов для использования в ПГЗРО. pH проб фильтратов из ячеек с образцами ПБ, NRVB и АБ составил 12,15, 12,05 и 10,55, соответственно, что с точки зрения устойчивости бентонитовых глин при данных значениях водородного показателя так же позволяет использовать исследуемые бетоны в непосредственном контакте с буферным материалом в ПГЗРО.

Литература

1. Тюпина Е. А., Kozlov P. P., Krupskaya V. V. Application of Cement-Based Materials as a Component of an Engineered Barrier System at Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste—A Review // Energies. – 2023. – Т. 16, – №. 2. 605.
2. González-Santamaría D.E. et al. Bentonite/CEM-II cement mortar INTERFACE EXPERIMENTS: A proxy to in situ deep geological repository engineered barrier system surface reactivity // Appl. Geochemistry. 2020. Vol. 117. 104599.
3. García Calvo J.L. et al. Development of low-pH cementitious materials for HLRW repositories. Resistance against ground waters aggression // Cem. Concr. Res. Elsevier Ltd. – 2010. – Vol. 40, – № 8. – P. 1290–1297.

Об учете размерного спектра аэрозолей при моделировании атмосферного переноса и осаждения в коде POM

Коняев П.А., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. Киселев А. А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: konyaev@ibrae.ac.ru

Сухое осаждение – это процесс турбулентного осаждения примеси в приземном слое атмосферы. На него влияют химические свойства аэрозолей и их источники, метеорологические условия и характеристики поверхности. В переносе частиц сухое осаждение играет важную роль аэродинамическое осаждение, из-за перехвата и прямого столкновения с элементами поверхности, а так же за счет переноса в квазиламинарном слое над поверхностью растений. После аварии на АЭС Фукусима-1 было показано, что моделирование этого процесса на основе корреляций не приводит к численно корректным значениям, в результате модели, которые ранее использовались для оценки глобальных распространений начали адаптироваться к применению на региональном масштабе. При этом получили развитие параметризации пограничного слоя для получения недостающих величин. В первой версии кода POM, использующегося для оценки радиационной обстановки за пределами промплощадки радиационно-опасного объекта при выбросах радиоактивных веществ в атмосферу, были заложены корреляционные скорости, полученные на основе пост чернобыльских измерений - $8e-3$ м/с. В рамках развития кода POM сегодня ведутся исследования по включению моделей физических процессов.

На сегодняшний день в рамках развития кода POM разрабатывается технология динамического учета сухого и осаждения в зависимости от метеорологии, типов категории земли пользования и листовой поверхности для каждого временного шага метеорологии (код POM обрабатывает многолетнюю историю метеонаблюдений для получения среднегодовых характеристик). В рамках данной работы на примере тестовой площадке рассматривается влияние детализированного учета сухого осадений аэрозолей.

Для решения задачи был разработан модуль расчета карт осаждения на подстилающей поверхности во времени на основе модели сухого осаждения PZ10 (Petroff and Zhang 2010). В общем виде уравнение модели выглядит как :

$$V_d(z_R) = V_{drift} + \frac{1}{R_a(h, z_R) + \frac{1}{V_{ds}}}$$

где V_{drift} - скорость дрейфа, R_a – аэродинамическое сопротивление над куполом (навесом), где V_{ds} – «поверхностная» скорость осаждения, рассчитанная на основе шероховатостей поверхности (обратная ей величина называется поверхностным сопротивлением)

В качестве исходных данных модели для проведения анализа были использованы трехлетние ряды метеорологических данных WRF-ARW (численная модель прогноза погоды) тестовой площадки расположенной в районе Казани, так же были подготовлены карты категорий землепользования и типов листовой поверхности.

В результате работы модуля были получены сеточные данные со скоростями сухого осаждением по заданной расчетной области в динамике на каждый час в течении трех лет, пример такой картограммы на дату 2017-01-01 10:00 представлен на рисунке 1.

Применение нового подхода учета влияния сухого осаждения позволяет более точно учитывать скорости сухого осаждения, что улучшит как результаты верификации так и точность результатов работы в связки с моделью атмосферного переноса.

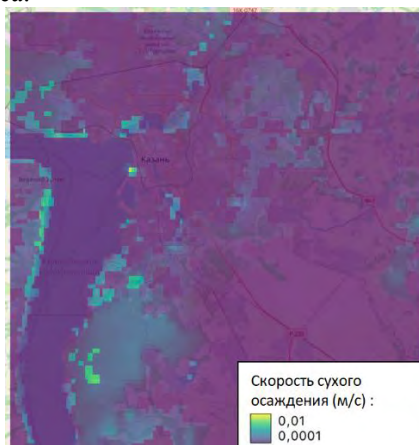


Рис. 1. Карта скоростей сухого осаждения в районе Казани на 2017-01-01 10:00

Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при перегрузочных работах на растворном реакторе

Кочнов Ю.О., Бойкова Т.В., Павлов А.К., Петрунин Н.В.

*Научный руководитель: д. ф.-м. н., чл.-корр. РАН, заместитель директора по ядерным технологиям
Ковалишин А.А.*

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

тел.: 8 (499) 196-70-56, эл. почта: Boykova_TV@nrcki.ru, Kochnov_YO@nrcki.ru

В 2012 г. в рамках сотрудничества с Министерством энергетики США ГК «Росатом» выпустила «Программу перевода гражданских исследовательских ядерных реакторов и мишеней для наработки молибдена-99 с ВОУ на НОУ». ИР «Аргус» попал под программу конверсии мишеней для наработки молибдена-99 и альтернативных способов производства молибдена-99, не требующих использования ВОУ.

Перевод растворного реактора на НОУ-топливо возможно двумя способами. Первый способ предполагает слив ВОУ-топлива, изготовление нового НОУ-топлива путем смешивания слитого ВОУ-топлива со «свежим» низкообогащенным топливом, залив полученного НОУ-топлива в реактор. При данном способе образуется большое количество уран-содержащих РАО, а так же возможно получение повышенных доз радиационного облучения персонала.

Второй способ, используемый на ИР «Аргус» предполагал перевод ВОУ-топлива на НОУ путем добавления в корпус реактора низкообогащенных растворов. При данном способе перевода изменялись: критическая масса делящегося материала, концентрация и обогащение топливного раствора, геометрические размеры активной зоны реактора. При реализации такого способа конверсии процедура перехода с ВОУ- на НОУ-топливо ИР «Аргус» состоит из следующих этапов:

1. Повышение концентрации рабочего ВОУ-топлива в реакторе путем выпаривания воды, входящей в состав топливного раствора (водного раствора уранил сульфата);
2. Изготовление топлива нужной концентрации и обогащения;
3. Доведение объема топлива до рабочей загрузки.

Данные этапы были организованы с учетом выполнения норм и требований ядерной и радиационной безопасности. Это позволило приобрести возможность осваивать технологии на реакторе с топливом с пониженным обогащением, дающем дополнительные преимущества в экспорте на мировой рынок технологий, оборудования и радионуклидной продукции, а также доступ к участию в международной инициативе по нераспространению высокообогащенного урана.

Литература

1. Программа перевода гражданских исследовательских ядерных реакторов и мишеней для наработки Молибдена-99 с ВОУ на НОУ. Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом». М., - 2012.
2. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Давиденко О.В., Ковалишин А.А., Лалетин М.Н., Мясников С.В., Павлов А.К., Павшук В.А., Петрунин Н.В. Расчетно-экспериментальное обоснование ядерной безопасности реактора «Аргус». Научно-техническая конференция по нейтронно-физическим проблемам атомной энергетики. «Нейтроника-2017». Обнинск, 29 ноября – 1 декабря 2017.
3. Болдырев П.П., Голубев В.С., Мясников С.В., Павлов А.К., Павшук В.А., Петрунин Н.В., P.L. Garner, R.M. Lell, A.M. Tentner, N.A. Hanan (Argonne National Laboratory). Конверсия растворного реактора «Аргус» на НОУ-топливо: приготовление НОУ-топлива, загрузка и достижение критического состояния. Труды 35-ой международной конференции Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR 2014), Вена, Австрия, 12 – 16 октября 2014.

Визуализация в интерфейсе расчетного кода для учета неопределенностей численного моделирования MOUSE

Лебедев А.А., инженер, Рукавичникова А.А., инженер-исследователь

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-31 доб. 231, эл. почта: taa@ibrae.ac.ru

Код MOUSE разрабатывается в ИБРАЭ РАН как инструмент учета неопределенностей в рамках численной оценки безопасности на финальных стадиях жизненного цикла объектов использования ядерной энергии [1, 2]. В MOUSE реализованы методы для 1) оценки чувствительности модели к неточно известным параметрам; 2) автоматической калибровки (оптимизации параметров модели) по имеющимся фактическим данным; 3) оценки неопределенности результатов многовариантных расчетов.

Анализ и учет неопределенностей являются неотъемлемым элементом процесса формирования доверия к результатам моделирования [3], а визуальное представление часто является ключом к корректной интерпретации результатов анализа. В ходе данной работы именно с этой точки зрения был проведен обзор практических задач, в которых применялся код MOUSE, и была продемонстрирована применимость разнообразных визуальных представлений в зависимости от решаемой задачи.

Наиболее заметно такое разнообразие в задачах анализа чувствительности: хотя в целом результаты довольно однородны (это всегда набор индексов, характеризующих степень влияния каждого из параметров на каждую выходную величину), для их интерпретации удобны различные графики в зависимости от метода, размерности и количества анализируемых величин, необходимости подчеркнуть какие-либо выводы анализа. По результатам калибровки модели могут быть показаны и график уменьшения целевой функции (для оценки эффективности метода), и графики сравнения экспериментальных и модельных данных (проверка качества калибровки), и визуализация различных оптимальных комбинаций параметров (сравнение и выбор адекватной параметризации).

Результаты анализа потребностей в визуализации для различных модулей MOUSE схематично показаны на рисунке 1. По итогам варианты, наиболее часто употребляемые и полезные для демонстрации особенностей моделей, были включены в графический интерфейс MOUSE.

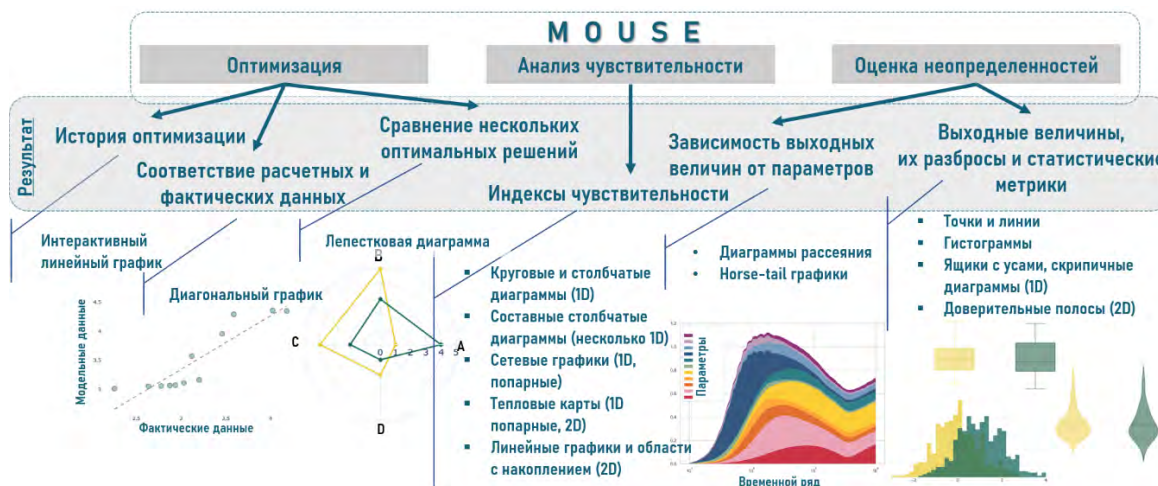


Рис.1. Варианты визуализации в интерфейсе MOUSE

Литература

1. Нужный А.С. и др. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2022667451 Российская Федерация. Расчетный комплекс для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности MOUSE. Версия 1.0.
2. Линге И. И. и др. Расчетное обоснование долговременной безопасности и оптимизация решений по захоронению РАО и выводу из эксплуатации: тенденции, потребности, возможности // Радиоактивные отходы. 2020. № 2 (11). С. 85—98. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-2-85-98
3. Савельева, Е. А., Свительман В. С. Обращение с неопределенностями в задачах расчетного обоснования долговременной безопасности // Радиоактивные отходы. – 2022. – № 3(20). – С. 61-71.

Верификация и аттестация проектных кодов для обоснования безопасности объектов атомной отрасли

Левченко Ю.В., Заратина Э.М., Зуйков А.А., Мишин В.А., Дмитриев Д.В., Шагинян Р.Э.

АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»,

тел.: (484) 399-84-25, эл. почта: yvlevchenko@ippe.ru

Безопасность эксплуатации объектов атомной отрасли имеет принципиальное значение, поэтому организации научного руководителя важно иметь свои независимые коды для обоснования безопасной работы быстрых реакторов. Для использования программных средств (ПС) в расчетах по обоснованию ядерной безопасности реакторной установки необходимо пройти экспертизу. Верификацию, подготовку к аттестации и процедуру аттестации проходит ряд программ, разработанных в АО «ГНЦ РФ - ФЭИ».

ПС CONSYST [1] обеспечивает подготовку констант для нейтронно-физических расчетов как с использованием инженерных кодов, так и прецизионных метода Монте-Карло

ПС TRIGEX [2] - это диффузионный, многогрупповой трехмерный программный комплекс расчета активных быстрых реакторов и их моделей на критических сборках нулевой мощности при заданных значениях размеров, составов и температур элементов конструкции этих установок.

ПС ММКС [3] и ММККЕНО [1] являются прецизионными трехмерными кодами метода Монте-Карло. ПС ММКС проводит расчеты с детальным слежением за энергией нейтрона с использованием непрерывных зависимостей сечений из файлов нейтронных данных, а ПС ММККЕНО предназначено для расчета ядерного реактора в многогрупповом приближении с учетом анизотропии рассеяния в P_n - приближении.

ПС SKIF 1.0 [4] и CARE [5] предназначены для инженерных расчетов изменения нуклидного состава ядерного топлива, остаточного энерговыделения, источников нейтронного и гамма-излучений.

ПС АЛЬФА-М [6] предназначено для моделирования выноса продуктов деления и коррозии за пределы топлива, твэла, теплоносителя, реактора и защиты.

ПС COREMELT [7] предназначено для моделирования теплогидравлических и нейтронно-физических процессов в реакторных установках на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в проектных и запроектных авариях, включая аварии с плавлением топлива.

Литература

1. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в P_n – приближении: Препринт-2887, Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001.
2. Серегин А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90: Препринт ФЭИ-2655. – Обнинск, 1997.
3. Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., Раскач К.Ф. Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона / Сб. Докладов семинара НЕЙТРОНИКА-2012. – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2012.
4. М.В. Крячко, Г.Н. Хохлов, А.Г. Цикунов. «SKIF – программа расчета радиационных характеристик ядерного топлива». Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 2017. № 3. С. 65.
5. А.Л. Кочетков, М.Ю. Семенов, Ю.С. Хомяков и др. Верификация программы CARE в реакторных трансмутационных экспериментах на БН-350, БН-600 и БОР-60. – Сб. докладов семинара НЕЙТРОНИКА-2003. Обнинск, 2003.
6. Дмитриев Д.В., Гончар Н.И., Жилкин А.С. Моделирование выхода и распределения стабильных газообразных продуктов деления в герметичном твэле контейнерного типа. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2022, № 2, с. 53–60.
7. Ashurko I.M., Volkov A.V., Raskach K.F. Coremelt-2D code for analysis of severe accidents in a sodium fast reactor. Proc. Int. Conf. on Fast Reactor and Related Fuel Cycle: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13). Paris, France, 2013.

Обновление константного обеспечения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов и ЗЯТЦ на основе РОСФОНД и БНАБ-РФ

*Левченко Ю.В., Мантуров Г.Н., Забродская С.В., Зуйков А.А., Мишин В.А., Панова Д.В.,
Перегудов А.А., Семенов М.Ю., Слюняев М.Н., Тыклеева К.В.*

АО «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»,

тел.: (484) 399-84-25, эл. почта: yvlevchenko@ippe.ru

На основе базовых версий библиотек файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД-2010 [1] и многогрупповых констант БНАБ-РФ [2] разработана обновленная версия константного обеспечения расчетов быстрых реакторов и ЗЯТЦ. В них внедрены новые оценки сечений с учетом новой экспериментальной информации, обеспечивающие повышение точности расчетов:

- для топливных материалов (U-235, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241);
- для теплоносителя (Na,Pb);
- для конструкционных материалов (Al, Cr, Fe, Ni, Zr, Nb);
- для ряда продуктов деления (Tc, Ru, Rh и др.);
- для актинидов (Np-237, Pu-238, Am-241, Am-242, Am-243, изотопы Cm).

Уточнены данные по сечениям для расчета повреждающих доз конструкционных материалов, константы запаздывающих нейтронов, спектры нейтронов деления. Расширена база данных ковариационных матриц погрешностей ядерных констант.

Для практического использования констант БНАБ-РФ в расчетах реакторов разработана усовершенствованная версия программы подготовки констант к расчетам CONSYST [3], включая модули подготовки динамических констант и гомогенизации. Усовершенствованы расчетные методики подготовки констант для обеспечения необходимыми константами нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов, в том числе, расчетов с возмущением констант.

Современная версия системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ [4] обеспечивает проведение многогрупповых нейтронно-физических расчетов ядерных установок и радиационной защиты, а также расчеты в обоснование ядерной и радиационной безопасности установок ЗЯТЦ, в том числе с различными видами топлива.

В работе [4] были приведены предварительные результаты верификации/валидации системы CONSYST/БНАБ-РФ и файлов РОСФОНД. Сейчас они расширены.

Литература

1. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кошечев В.Н., Николаев М.Н. и др. РОСФОНД – российская национальная библиотека нейтронных данных. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы, 2007, № 1-2, с. 3-21.
2. Кошечев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Библиотека групповых констант для расчетов реакторов и защиты. Известия вузов. Ядерная Энергетика, 2014, № 3, с. 93.
3. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ 2828. Обнинск, 2000.
4. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Кошечев В.Н. Ядерные данные для расчетов быстрых реакторов — библиотека файлов РОСФОНД и система констант БНАБ-РФ. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2021, № 2, с. 5—24.

Расчетно-экспериментальные исследования системы амортизации на основе углепластика для транспортного упаковочного комплекта, предназначенного для авиационного вывоза ОТВС с Билибинской АЭС

Лушина Ю.Ю., Долгорукова А.Г., Доценко В.В., Жабунина О.Ю., Никульшин М.В.

Научный руководитель: к.т.н. Никульшин М.В.

Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина»

эл. почта: M.V.Nikulshin@vniitf.ru

В докладе рассматриваются вопросы разработки транспортного упаковочного комплекта (ТУК) типа С, предназначенного для авиатransпортировки отработавшего ядерного топлива с Билибинской АЭС на переработку на завод ФГУП «ПО «Маяк».

Нормативные требования к упаковкам, осуществляющим транспортировку радиоактивных материалов, приведены в документе НП-053-16 [1], согласно которому должна быть обеспечена герметичность перевозимого груза в случае столкновения с преградой со скоростью 90 м/с, что соответствует авиационной аварии. Предварительные расчетные оценки состояния ТУК в указанных условиях показали, что в результате продольного и углового удара крышкой происходит нарушение целостности упаковки. Поэтому ТУК необходимо оснастить системой амортизации (СА), способной снизить кинетическую энергию удара до безопасной величины. Кроме этого, массово-габаритные параметры ТУК-С (упаковки с СА) должны отвечать требованиям к грузам, перевозимым авиационным транспортом – самолетом Ил-76. В частности, общая масса ТУК-С не должна превышать 47 т, т.е. при массе упаковки 35 т СА должна весить не более 12 т.

Выполнение вышеприведенных требований возможно при использовании в конструкции СА материала, который сочетает в себе свойства высокой прочности и низкой плотности. Таким материалом является углепластик (УП). УП с угловым (двунаправленным) армированием волокон обладает большей пластичностью и эффективнее сопротивляется сжимающей нагрузке, по сравнению с УП с однонаправленным армированием, поэтому он выбран в качестве материала несущего элемента СА для разрабатываемого ТУК.

Предлагаемая СА представляет собой ячеистую конструкцию, состоящую из элементов амортизации (ЭА) – двухслойных трубок. Внутренний слой – трубка из УП с угловым армированием волокон, наружный слой – трубка из стали 12Х18Н10Т.

Поскольку механические свойства УП с угловым армированием недостаточно изучены, в работе выполнены численные и экспериментальные исследования механических свойств. Рассмотрены случаи статического и динамического сжатия трубчатых образцов из УП, двухслойных трубок из УП и стали и их сборок. По итогам работ выбрана модель материала УП, позволяющая удовлетворительно моделировать поведение материала при статической и динамической сжимающей нагрузке.

Выбранная модель материала УП использовалась при численном моделировании состояния ТУК-С в условиях его продольного и углового столкновения крышкой с преградой со скоростью 90 м/с. По результатам расчетов получено, что разработанная СА снижает уровень перегрузок при ударе, как минимум, в 1.5 раза и позволяет сохранить целостность первой ступени системы герметизации.

Литература

1. НП-053-16. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2016 г.

Расчетно-экспериментальное исследование процесса смешения неизотермических потоков теплоносителя в обоснование ресурсных характеристик элементов конструкций ЯЭУ

Мацин Н.В., Соборнов А.Е., Котин А.В., Корочкин А.И.

Научный руководитель: к.т.н., доц. Рязанов Р.Р.

Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева

тел: +7 (920) 021-08-08, эл. почта: lebron.09@mail.ru

Не вызывает сомнений, что безопасная и надежная эксплуатация ядерных энергетических установок (ЯЭУ) зависит от долговечности элементов конструкций. Большинство элементов энергооборудования работает в условиях локальных температурных воздействий, обусловленных пульсациями температуры теплоносителя, которые носят неупорядоченный стохастический характер. Опыт эксплуатации ЯЭУ насчитывает немало случаев повреждений, вызванных смешением потоков теплоносителя с различными температурами. В НГТУ им. Алексеева на высокотемпературном экспериментальном стенде, имитирующем водо-водяную реакторную установки, проводится исследование нестационарного температурного поля в зоне термосилового нагружения экспериментальной модели с целью валидации разрабатываемой АО «ОКБМ Африкантов» расчетной методики оценки влияния случайных термоциклических нагрузок на ресурсные характеристики материалов ЯЭУ. Экспериментальная модель высокотемпературного стенда – тройниковый узел уникальной конструкции, характерной особенностью которого является интенсивное термоциклическое нагружение экспериментальной модели.

Коллективом авторов разработан исследовательский стенд с целью получения наиболее полного представления о вихревых структурах в области смешения и их взаимосвязи с пульсациями температуры, что позволило произвести валидацию расчетной модели. Экспериментальная модель выполнена из оргстекла и геометрически подобна (коэффициент геометрического подобия $K = 4/3$) натурному объекту исследования высокотемпературного стенда НГТУ. В ходе модельного эксперимента смешивались «холодный» (температура 20-25 °С) и «горячий» (температура 70-75 °С) потоки. Массовая скорость «горячего» потока поддерживалась постоянной ($\rho\omega_r$) 174,4 кг/(с·м²), «холодного» потока ($\rho\omega_x$) варьировалась в диапазоне от 198,5 до 330,9 кг/(с·м²) с шагом 33,1 кг/(с·м²). Для визуализации процесса смешения использовался контрастный трассер. По полученным данным исследования было отслежено образование вихревых структур в зоне смешения, определены масштабы вихрей, осредненные по времени профили температуры потока, профили интенсивности пульсаций температуры (среднеквадратическое отклонение).

С целью анализа полученных данных модельного эксперимента была разработана расчетная модель, построенная в том же масштабе, что и экспериментальная модель. Для пространственной дискретизации расчетной области применялась преимущественно однородная блочно-структурированная расчетная сетка. Расчетная область содержит ~ 15 млн сеточных элементов. Поскольку в области смешения потоков жидкости поперечный перенос количества движения осуществляется преимущественно большими вихрями, для моделирования процесса смешения неизотермических потоков целесообразным является применение метода крупных вихрей (Large Eddy Simulation, LES) при решении уравнений Навье-Стокса, поскольку он позволяет точно разрешить (с учетом пульсаций) наиболее крупные вихревые структуры. В качестве подсеточной модели была выбрана модель Смагоринского. Шаг по времени выбирался согласно критерию устойчивости численного решения Куранта - Фридрихса - Леви ($CFL \leq 1$) и составил 0.0005 с.

Анализ расчетного поля скорости во времени позволил определить специфику процесса неизотермического смешения потоков жидкости. Масштабы возникаемых вихреобразований качественно и, в ряде случаев, количественно совпадают с экспериментальными полями завихренности, полученными в ходе обработки фрагментов видеозаписи исследуемого процесса. Расчетные реализации пульсаций температуры имеют схожий вид с экспериментально полученными реализациями. В ходе сравнительного анализа статистических и спектрально-корреляционных характеристик получено количественное и качественное совпадение результатов трехмерного численного моделирования и экспериментального исследования. Разработанная расчетная модель может применяться для определения температурного поля теплоносителя на высокотемпературном стенде с последующим переносом результатов для расчета напряженно-деформированного состояния.

Экспериментальные исследования влияния оксидного покрытия и пылевидных оксидов свинца в газовой полости на работоспособность рефлекс-радарного уровнемера в условиях циркуляционного стенда со свинцово-висмутовым теплоносителем

Мильков С.А., Зырянова Т.К., Маров А.Р., Волков Н.С.

Научный руководитель: к.т.н., доц. НГТУ им. Р.Е. Алексеева Бокова Т.А.

НГТУ им. Р.Е. Алексеева

тел.: 8 (910) 135-88-36, эл. почта: milkov.sa@yandex.ru

Безопасность и надежность работы ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с тяжелым жидко-металлическим теплоносителем (ТЖМТ) обеспечивается системами контроля параметров теплоносителя.

В процессе решения данного вопроса коллектив авторов проанализировал и выбрал метод, который по своим возможностям является перспективным средством измерения, не имеющим аналогов в мире. В связи с тем, что параметры ТЖМТ фактически являются экстремальными или не пригодными для традиционных средств измерения, измерение уровня является сложной технической задачей. Рефлекс-радарный уровнемер – инновационное решение в области обеспечения безопасности ЯЭУ с ТЖМТ.

На данный момент проведены испытания прототипа уровнемера в условиях статической емкости [1]. Он представляет собой простейшую коаксиальную линию в виде зонда «труба в трубе». Измеряемая жидкость свободно заполняет межтрубное пространство зонда при погружении в измеряемую среду. На поверхность центральной трубы поступает сигнал высокой частоты от вторичной аппаратуры. Далее сигнал отражается от поверхности жидкости и идет по внешней трубе обратно на вторичную аппаратуру, которая измеряет время прохождения сигнала. Данное устройство показало применимость данного метода и достаточную точность.

На сегодняшний день создан опытный образец рефлекс-радарного уровнемера, работоспособность которого испытывается на циркуляционном стенде в герметичной емкости. Проходит сбор и анализ данных о работе этого устройства. На данный момент уровнемер в течение 3 суток находился в среде свинца-висмута и выдавал различные показатели. Температура работы датчика составляет 400 °С. Термодинамическая активность кислорода свинцово-висмутового теплоносителя 10^0 , что говорит о том, что образуется оксидная пленка в том числе и на зонде уровнемера. Уровень теплоносителя снимается параллельно с помощью других датчиков, поэтому имеется возможность сравнивать результаты и делать выводы о точности работы устройства. Уровнемер показывает положительную тенденцию в точности измеряемых величин. Однако, требуются и на данный момент проводятся дополнительные испытания датчика в условиях более продолжительной циркуляции, образования оксидных пленок и пылевидных оксидов свинца в газовой полости, которые могут откладываться в холодных зонах зонда и закорачивать его по короткой линии, что приводит к неправильным результатам.

По итогу испытаний сделан вывод о применимости данного уровнемера, стабильной работе в данных условиях и возможности использования в дальнейших работах с заменой устаревающих методов измерения на более современные и перспективные.

Данное устройство контроля уровня ТЖМТ может использоваться как для стендовых экспериментальных контуров, так и для реакторных энергетических установок, ускорительно-управляемых систем и термоядерных установок с ТЖМТ.

Литература

1. Мельников В.И., Бокова Т.А., Иванов В.В. [и др.] Экспериментальное исследование микроволнового рефлекс-радарного уровнемера жидкометаллического теплоносителя // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. - 2022. - № 1. - с. 79-89.

Комплекс программ по расчетному планированию и анализу экспериментов на энергетических быстрых реакторах

Мишин В.А., аспирант 4-го года АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Научный руководитель: к.т.н. начальник ДРИБ АЭС АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» Перегудов А.А.

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

тел.: (484) 399-85-65, эл. почта: vamishin@ippe.ru

В связи с растущими требованиями к точности расчетных предсказаний, а также для автоматизации составления расчетных заданий и исключению в них ошибок, был создан код научного руководителя для сопровождения работы быстрого натриевого реактора – BNcode [1]. Данный программный комплекс служит для определения максимально точных текущих и прогнозных расчетных характеристик реактора БН-800, обоснования безопасности при перегрузке, обоснования баланса реактивности по микрокампании, соблюдения установленных критериев работоспособности твэлов и других элементов.

BNcode представляет собой интерактивную платформу, в которую погружены расчетные модули, топливный архив и средства визуализации входных и выходных данных.

Топливный архив представляет собой базу данных (БД800), в которой содержится информация по всем состояниям жизненного цикла реактора БН-800. База данных реакторной установки непрерывно пополняется из станционного архива (в процессе сопровождения реактора БН-800).

На основе имеющейся информации из базы данных пользователь с помощью программного интерфейса BNcode формирует необходимое расчетное задание на соответствующий расчетный модуль.

Расчет критических состояний, эффективности стержней СУЗ и ПАЗ, запаса реактивности и других нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора по коду сопровождения BNcode проводится с использованием метода Монте-Карло. В BNcode предусмотрена возможность использования различных систем констант для расчета нейтронно-физических характеристик.

Для расчета теплогидравлических характеристик в коде BNcode использована программа МИФ-СКД [2], с помощью которой рассчитывается температурное состояние расчетной модели по радиусу и высоте, соответствующие работе реактора на мощности. При этом рассчитывается температура топлива, натрия и стали.

Для решения уравнений изотопной кинетики в коде BNcode используется программный модуль CARE [3], в котором рассчитываются концентрации 42 основных реакторных актинидов от ^{228}Th до ^{252}Cf (стандартный расчет).

В докладе будут представлены результаты расчетного сопровождения действующих реакторов БН-600 и БН-800.

Литература

1. Перегудов А.А., Крячко М.В., Семенов М.Ю. и др. BNcode – усовершенствованный код для научного сопровождения действующих реакторов БН. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2019, выпуск 2, 2:8
2. Г.П. Богословская, А.А. Карпенко, П.Л. Кириллов, А.П. Сорокин. ПРОГРАММА МИФ-СКД ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО РАСЧЕТА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА, ОХЛАЖДАЕМОГО ВОДОЙ ПРИ СКД. // Теплоэнергетика : ежемесячный теоретический и научно-практический журнал / Российская академия наук. Российское научно-техническое общество энергетиков и электротехников Москва 2009 №3 С. 34-37
3. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке. *Препринт ФЭИ-2431*. Обнинск, 1995

Саморегулирующийся ядерный реактор с возможностью воспроизводства топлива в активной зоне

Мокишанов Н.А., инженер-исследователь АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»

АО «ГНЦ Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

тел.: (484) 399-43-67, эл. почта: namokshanov@ippe.ru

Саморегулирующийся ядерный реактор тепловой мощностью порядка сотен МВт с внутренне присущей безопасностью – сильный аргумент в пользу атомной энергетики. Существование подобного реактора – залог коммерческого успеха любой кампании, которая сможет овладеть подобной технологией.

Предлагается концепция ядерного реактора с натриевым или водяным теплоносителем, который работает в режиме саморегулирования мощности. Саморегулирование обеспечивается за счёт процессов изменения плотности в топливной композиции.

Результаты расчётов влияния эффекта изменения плотности (и соответственно уменьшения или увеличения геометрических размеров) топлива на реактивность ядерного реактора показали, что при увеличении плотности наблюдается положительный эффект реактивности. Также существует прямая пропорциональность между величиной изменения плотности топлива и величиной эффекта реактивности, т.е. чем больше разница между плотностями двух крайних фазовых состояний материала топлива, тем заметнее будет эффект реактивности. Расчёты показывают, что данный эффект практически не зависит от материалов теплоносителя (вода, натрий).

Таким образом, эффект реактивности от изменения плотности топлива позволяет создать условия саморегулирования активной зоны и исключить начальный запас реактивности на выгорание, что является основным преимуществом ядерного реактора подобного типа над всеми существующими.

Также отсутствует необходимость в активных системах управления реактивностью, когда реактор будет выведен на установленную мощность. Это позволяет добиться автономности.

Как показал опыт расчётов, для того чтобы существовала принципиальная возможность построения автономного реактора для производства электроэнергии, топливо или материал, содержащий топливо, должен обладать следующими критериями:

- При увеличении температуры или внутренней энергии материал должен расширяться;
- Переход из более плотной фазы в менее плотную должен быть обратим (для управления мощностью);
- Температура, при которой происходит существенное изменение плотности, должна быть выше 500°C, но с запасом меньше температуры плавления материала оболочки;
- Содержание делящихся изотопов в материале топлива должно быть существенно выше 10% масс.;
- Величина изменения плотности должна быть выше 10% в узком интервале температур;
- Должны быть созданы барьеры (геттеры), препятствующие коррозии материала оболочки.

Этим критериям удовлетворяют некоторые уран/плутоний содержащие соли, если рассматривать в качестве изменения плотности разрушение кристаллической решётки при плавлении [1].

Результаты расчёта эффекта реактивности и нуклидной кинетики показали, что реакторы данного типа могут работать в течении 1-2 лет на тепловой мощности 70-350 МВт. Однако, ввод в состав активной зоны U^{238} позволил увеличить время кампании до ~10 лет.

Также проведены расчёты пустотного эффекта реактивности при удалении теплоносителя из активной зоны. Показано, что положительный пустотный эффект компенсируется эффектом реактивности от расширения топливной композиции по мере повышения температуры с большим запасом. В некоторых вариантах активной зоны удалось добиться отрицательного пустотного эффекта. Данный расчёт позволяет надеяться на то, что будет достигнута внутренне присущая безопасность.

Таким образом, на данный момент результаты нейтронно-физических расчётов показывают возможность существования саморегулирующегося ядерного реактора с внутренне присущей безопасностью.

Литература

1. Браун Д. Галогениды лантаноидов и актиноидов. Перев. с англ. Под редакцией акад. И. В. Танаева. М., Атомиздат, 1972. – С. 25-230.

Термодинамическое моделирование многокомпонентных гетерофазных систем

Муратов Е.Т., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. зав. лаб. ИБРАЭ РАН Долганов К.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (902) 869-12-85, эл. почта: etmuratov@ibrae.ac.ru

При моделировании тяжёлых аварий на атомных электростанциях важен корректный учёт химических процессов. В частности, правильный учёт соединений, образующихся из продуктов деления ядерного топлива и конструкционных материалов активной зоны, влияет на качество прогноза состава и активности радиоактивного выброса в окружающую среду. В свою очередь, корректность прогнозирования выброса в окружающую среду определяет масштаб, временные характеристики радиоактивного заражения местности и дозовые нагрузки на население. Помимо влияния на прогнозирование радиоактивного выброса, корректность расчёта химического состава системы оказывает влияние на моделирование других физических процессов, характерных для тяжёлых аварий. Например, компонентный и фазовый состав расплава кориума с одной стороны определяет конфигурацию слоёв оксидов и металлов в ванне расплава, а с другой стороны влияет на тепловой поток на стенку корпуса реактора [1].

При моделировании систем со сложным элементарным составом, таких как топливные таблетки или расплав кориума, используется предположение об их термодинамическом равновесии. Справедливость такого предположения позволяет применить метод термодинамического моделирования к исследованию химических процессов, протекающих в данных системах. При этом важно отметить, что представляющие интерес системы в основном являются многокомпонентными и гетерофазными.

Основной задачей термодинамического моделирования является поиск равновесного состава системы – состава, соответствующего состоянию термодинамического равновесия системы. Для этого используется термодинамическая модель системы. Наиболее полезный для практики случай – закрытая система в изобарно-изотермических условиях. Такая модель описывается энергией Гиббса с ограничениями в виде закона материального баланса, условий электронейтральности системы и неотрицательности количества молей компонентов. Состоянию термодинамического равновесия соответствует минимум энергии Гиббса.

Обычно решение данной задачи сводят к решению системы нелинейных уравнений, путём перехода к уравнениям действующих масс или функции Лагранжа [2]. В данной работе предлагается новый подход к решению задачи о поиске равновесного состава. В её основе лежит переход к новым переменным χ

$$n_i(\chi_i) = (n_i^{\max} - n_i^{\min})\gamma(\chi_i) + n_i^{\min},$$
$$\gamma(\chi_i) = \frac{f(\chi_i) - f_{\min}}{f_{\max} - f_{\min}}, \quad \chi_i \in \mathbb{R}, \quad \gamma(\chi_i) \in [0,1],$$

где n_i – количество молей i -го компонента системы, $f(\chi_i)$ – функция с областью значений, ограниченной сверху и снизу, $f_{\min}$ и $f_{\max}$ соответственно верхняя и нижняя граница области определения функции $f(\chi_i)$, $n_i^{\max}$ и $n_i^{\min}$ соответственно максимальные и минимальные значения переменной n_i . Выбранная замена автоматически удовлетворяет всем ограничениям задачи, но требует рекуррентного вычисления значений переменных n_i . При этом отсутствует необходимость решать системы нелинейных уравнений, а решение задачи может быть найдено методами безградиентной оптимизации.

Предложенная методика была программно реализована и верифицирована. Верификация проводилась на результатах расчётов по известной программе для термодинамического моделирования IVTAN THERMO [3]. Хорошее соответствие между результатами расчётов по предложенной методике и программе IVTAN THERMO даёт основания полагать, что новая методика применима для расчёта многокомпонентных гетерофазных систем.

Литература

1. Yueshan J., Yanlin H., Weisen Z., Jianlei Z., Dekui Z., Xiaogang L. Thermodynamic analysis for molten corium stratification with U-Zr-O-Fe database. Journal of Nuclear Materials, Volume 574, 2023.

2. Белов Г. В. Термодинамическое моделирование: методы, алгоритмы, программы. – М.: Научный Мир, 2002. – 184 с.
3. Belov G.V., Iorish V.S., Yungman V.S. IVTANTHERMO for Windows – Database on Thermodynamic Properties and Related Software. CALPHAD, Vol. 23, No. 2, 1999, pp. 173-180.

Оценка возможностей программы для ЭВМ GeRa по выполнению прогнозных расчетов оценки долговременной безопасности ППЗРО

Муслимов Д.Д., научный сотрудник ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Научный руководитель: к.т.н. нач. ОБПТЦ. ФБУ «НТЦ ЯРБ» Позин А.В.

ФБУ «НТЦ ЯРБ»

тел.: (961) 698-43-63, эл. почта: muslimov@secnrs.ru

В рамках работы, выполняемой ФБУ «НТЦ ЯРБ» по заданию Ростехнадзора в рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2030 года», по теме «Разработка моделей пунктов захоронения радиоактивных отходов с целью получения независимых прогнозных оценок долговременной безопасности» построена трехмерная расчетная модель пункта приповерхностного захоронения радиоактивных отходов отделения «Новоуральское» филиала «Северский» ФГУП «НО РАО» (далее – ППЗРО). В качестве расчетного инструмента в работе была выбрана программа для ЭВМ GeRa/V1 по следующим причинам:

- программа для ЭВМ аттестована в установленном порядке [1];
- в ФБУ «НТЦ ЯРБ» имеется практический опыт разработки расчетных моделей пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов с использованием программы для ЭВМ GeRa/V1 [2].

Одновременно с разработкой расчетной модели ППЗРО оценивались возможности актуальной версии программы для ЭВМ GeRa/V2 по выполнению прогнозных расчетов оценки долговременной безопасности ППЗРО [3]. К достоинствам GeRa/V2 можно отнести возможности по моделированию основных процессов, которые в соответствии с нормативными требованиями должны учитываться при проведении прогнозных расчетов оценки долговременной безопасности пунктов захоронения, в том числе фильтрация (в напорной, безнапорной и насыщенно-ненасыщенной постановке) процессы массопереноса (адвекция, молекулярная диффузия, гидродинамическая дисперсия) с учетом равновесной сорбции, радиоактивный распад, включая учет цепочек радиоактивных превращений. Использование в программе для ЭВМ GeRa неструктурированных расчетных сеток, позволяющих задавать в модели объекты со сложной геометрией, дало возможность построить источник радиоактивных отходов (далее – РАО) и систему инженерных барьеров ППЗРО, максимально соответствующих реальному объекту. Возможность задавать изменения значений расчетных параметров в зависимости от времени позволило учесть эволюцию инженерных барьеров безопасности ППЗРО (буферного материала, бетонных перекрытий и оснований ППЗРО). Еще одним преимуществом программы для ЭВМ GeRa является наличие встроенного модуля «Геостатистика», предназначенного для интерполяции поверхностей геологических слоев и создания зон выклинивания, что позволяет не задействовать для интерполяции специализированные программные средства. При этом в качестве алгоритмов интерполяции используются базовые методы: обычного кригинга, обратных расстояний, триангуляции с возможностью построения вариограмм.

Однако при разработке расчетной модели ППЗРО был отмечен ряд недостатков программы для ЭВМ GeRa. Во-первых, в GeRa отсутствуют встроенные возможности по автоматической калибровке геофильтрационной модели, что существенно усложняет приведение модели в соответствие с натурными данными и требует больших временных затрат. Во-вторых, отсутствует возможность по выполнению анализа чувствительности и неопределенности расчетной модели, что не позволяет определять погрешности и статистические характеристики результатов расчетной модели. Кроме того, выявлены отдельные недостатки связаны со сложностью учета в модели геологических процессов и явлений, учет которых необходим в сценариях эволюции систем захоронения РАО.

Практика использования программы для ЭВМ GeRa, полученная при разработке расчетной модели ППЗРО, может быть учтена при совершенствовании программы для ЭВМ GeRa в рамках развития отечественных расчетно-прогностических комплексов, предназначенных для обоснования безопасности объектов ядерного наследия и пунктов захоронения радиоактивных отходов.

Литература

1. Аттестационный паспорт программного средства «Программа для трехмерного геофильтрационного и геомиграционного моделирования» (GeRa/V1)» № 443 от 17 апреля 2018 г. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору.
2. Дорофеев А. Н., Понизов А. В., Рыбальченко А. И., Захарова Е. В., Зубков А. А., Верещагин П. М., Василишин А. Л., Мурлис Д. В., Шарафутдинов Р. Б., Савельева Е. А., Сускин В. В. Результаты расчетно-экспериментальных исследований для обоснования долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения ЖРО // Радиоактивные отходы. 2022. № 4 (21)
3. Капырин И. В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ // Радиоактивные отходы. 2022. № 2 (19). С. 105—118. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-2-105-118.

Применение методов цифровизации для планирования вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии

Овчинников И.Д., младший научный сотрудник ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.э.н. зав. лаб. ИБРАЭ РАН Ильясов Д.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-27, эл. почта: ovchinnikov@ibrae.ac.ru

На сегодняшний день существует большая задача планирования ликвидации остановленных ЯРОО и обращения с образующимися в результате таких работ РАО. Имеющаяся на сегодняшний день практика показывает сложности в планировании стоимости такого рода проектов. В связи с этим становятся актуальными задачи развития инструментов для совершенствования точности таких оценок.

Применение технологий 3D-моделирования объектов при планировании их ВЭ позволяет создавать комплексные модели, содержащие информацию о характеристиках строительных конструкций и оборудования и их загрязнении. На основе таких моделей можно обосновывать безопасность различных вариантов конечных состояний площадок после ВЭ, проводить технико-экономическое обоснование решений и имитационное моделирование процессов по обращению с образующимися РАО.

В настоящий момент разрабатывается программное обеспечение (ПО) для финансово-экономического планирования и обоснования эффективности решений для ВЭ ЯРОО на предпроектном этапе на основе данных цифровой информационной модели объекта. Данное ПО является веб-серверной цифровой платформой, в рамках которой объединяются блоки данных, расчетные модули, а также формируются отчеты с выводом ключевых результатов. Одним из основных модулей является модуль планирования демонтажных и дезактивационных работ. В результате реализации алгоритмов выполняется оценка стоимости работ, трудозатрат и объема образующихся строительных отходов [1].

ПО имеет микросервисную архитектуру с базой данных (БД) на объектно-реляционной системе управления БД PostgreSQL, интерфейсом на библиотеке React, REST API на Nest.js (платформа для создания программ Node.js на стороне сервера) и алгоритмами на языке программирования Python. Фронтенд на React общается с бэкендом через API на Nest.js, который также является интерфейсом между фронтендом и микросервисами. Микросервис, ответственный за взаимодействие с БД, использует ORM Sequelize для удобной работы с PostgreSQL. Микросервис, реализующий алгоритмы на Python, использует библиотеку FastAPI для создания API и обработки запросов от бэкенда на Nest.js. Для упрощения управления и развертывания микросервисов используется контейнеризация с помощью Docker (ПО для автоматизации развёртывания и управления приложениями в средах с поддержкой контейнеризации). Такая архитектура обеспечивает масштабируемость и гибкость системы, позволяет быстро изменять и добавлять новые функции, а также уменьшает риски сбоев в работе системы в целом.

В стадии реализации находится расчетный модуль анализа неопределенностей и чувствительности результатов моделирования. В алгоритмах используются методы Монте Карло и индексы Соболя (общий, 1-го и 2-го порядков) [2]. В расчетах могут, например, варьироваться данные о загрязнении поверхностей, плотности материалов (строительных отходов), эффективность переработки отходов на различных установках. Анализ неопределенностей и чувствительности позволяет выявить качество исходных данных и сформировать требования для их улучшения. Применение этого позволит сократить неопределенности в результатах моделирования и снизить неточности в планировании работ.

Литература

1. Ильясов Д.Ф., Иванов А.Ю., Агафонов Н.П., Михайленко А.А., Овчинников И.Д., Степанян П.О. — Разработка программного обеспечения для оценки стоимости проектов по ликвидации ядерно и радиационно опасных объектов с применением цифрового моделирования // Теоретическая и прикладная экономика. – 2022. – № 4. – С. 67 - 79. DOI: 10.25136/2409-8647.2022.4.38996 EDN: MCDNRP URL: https://nbpublish.com/library_read_article.php?id=38996
2. Ильясов, Д. Ф. Методы оценки стоимости обращения с радиоактивными отходами в условиях неопределенности исходных данных / Д. Ф. Ильясов // Радиоактивные отходы. – 2022. – № 1(18). – С. 16-27. – DOI 10.25283/2587-9707-2022-1-16-27. – EDN APGFTO.

Эксплуатационная безопасность выработок ПИЛ в архейских гнейсах Енисейского участка

Орлова А.И., инженер-эколог АО «Красноярскгеология»

Научный руководитель: к.т.н., директор Красноярского филиала ИБРАЭ РАН Озерский Д.А.

Акционерное общество «Красноярская горно-геологическая компания»

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел: (913) 516-51-11, эл. почта: oai@krasgeo.ru

В рамках обоснования долговременной безопасности глубинного захоронения радиоактивных отходов (РАО) в недрах участка Енисейский планируется создание подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ), представляющей комплекс подземных горных выработок исследовательского и вспомогательного назначения, большая часть которых будет сконцентрирована на целевом интервале глубин 450-525 метров.

Основная цель создания ПИЛ – доказательство возможности финальной изоляции высокоактивных и долгоживущих РАО в недрах архейских гнейсов, характеристик и параметров горного массива, в целях обоснования долговременной безопасности объекта обращения с РАО и соблюдения норм безопасности трудового персонала лаборатории. Учитывая долгосрочную перспективу использования объекта, необходимо изучить воздействие внешних факторов на массив, которое может вызвать ухудшение прочностных свойств. Исследования показывают, что выветривание уменьшает прочность пород и их несущую способность [2], но есть породы, которые сохраняют свою прочность при атмосферостойкости.

Гнейсы Енисейского участка содержат биотиты и мусковиты, которые окисляются при взаимодействии с атмосферным воздухом, но наличие включений кварца на контактах и калишпатизация гнейсов и долеритов определяют возможность сохранения прочностных свойств в контактной зоне с воздухом. В связи с началом строительства подземных сооружений ПИЛ требуются исследования взаимодействия системы «горная порода - атмосферный воздух». Качество породы оценивается с помощью Q-индекса Н. Бартона, RMR и индекса GSI. На значения рейтингов RQD и RMR влияют значения прочностных характеристик. По нашим предположениям, хранение керна скважин в кернохранилищах обеспечивает воздушно-сухое состояние породы, что может повлиять на ее прочность при отсутствии связанной воды [1].

По результатам проведенных нами лабораторных испытаний по исследованию свойств кернового материала из скважин №Р-11 (d=46 мм) и №Р-12 (d=63 мм) с глубин 300-500 м от поверхности на физико-механические свойства, выявлено, что предел прочности при одноосном сжатии находится в интервале от 60 до 100 МПа и более, а по шкале крепости пород М.М. Протоdjаконова от довольно крепких до крепких пород. Сравнения полученных значений предела прочности и данных исследований, проведенных в 2010-2011 гг. и 2012-2014 гг., позволяют сделать вывод, что анализируемые свойства гнейсов находятся в пределах одного интервала величин, поэтому предел прочности можно считать не снижающимся во времени. В ходе исследования пород были определены показатели RQD для керна, который имел высокое качество с малым числом трещин. Испытания показали, что архейские гнейсы являются неповрежденными и блочными породами с очень хорошим и хорошим качеством поверхности, и ожидаемые рейтинговые оценки будут находиться в интервале от 70 и выше.

Результаты анализа физико-механических свойств (влажность, плотность грунта при естественной влажности и сухого грунта, плотность частиц грунта, пористость, предел прочности при одноосном сжатии в сухом и водонасыщенном состоянии) находятся в тех же численных значениях, что и в «свежем» керне, следовательно, керн можно использовать для установления зависимостей в породах.

Литература

1. Д.А. Озерский, А.И. Орлова. Анализ прочностных характеристик горной породы для обоснования безопасности строительства подземных сооружений ПИЛ // Радиоактивные отходы. 2023. №1 (22). С. 70-76.
2. F. Arıkan, N. Aydın. Influence of Weathering on the Engineering Properties of Dacites in Northeastern Turkey. International Scholarly Research Notices. 2012. 15 pages.

Модернизация модуля оценки источника «Демонтаж» с учетом полидисперсной системы пыли

Осадчий А.С., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. Киселев А. А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: osadchiy@ibrae.ac.ru

Одним из комплексов системы расчетно-прогностических комплексов, разрабатываемых в ИБРАЭ РАН, является код RELTRAN, предназначенный для решения задач по оценке источников выброса в атмосферу и прогнозированию радиационной обстановки в ближней зоне ОЯН, находящихся на этапе вывода из эксплуатации. Для количественной оценки выброса в атмосферу радиоактивных веществ, образующихся при демонтаже или разрушении зданий и сооружений в коде RELTRAN используется самостоятельный модуль «Демонтаж».

Исходными данными для модуля являются: накопленная активность, материалы и размеры инженерных конструкций, сценарии демонтажа с учетом продолжительности стадий – резка гидравлическими ножницами, взрывной метод, хранение на улице и в помещении и уборки отходов, а также используемые методы пылеподавления – фиксаторы загрязнений, водяной туман, охлаждение режущего инструмента, системы фильтров.

В первой версии модуля на момент его создания, применялся подход с использованием фиксированного, репрезентативного диаметра, в качестве размерной характеристики частиц. В ряде случаев это может привести к существенному росту погрешности моделирования как в моделях оценки источника, так и в моделях атмосферного переноса при оценке доз облучения. Например, при фильтрованном выбросе или в процессе механического диспергирования, медианное значение диаметра частицы лежит в диапазонах 0,01 – 150 мкм, а 90% активности относится к диаметрам в пределах 0,1 – 200 мкм.

В связи с этим предложена новая схема работы, а также независимая база экспериментальных данных. При таком подходе по каждый сценарий проведения работ, развивается по отдельной «ветке», что позволяет разделить между собой, независимо от времени, стадии источника выброса и сохранять распределение активности для соответствующего сценария.

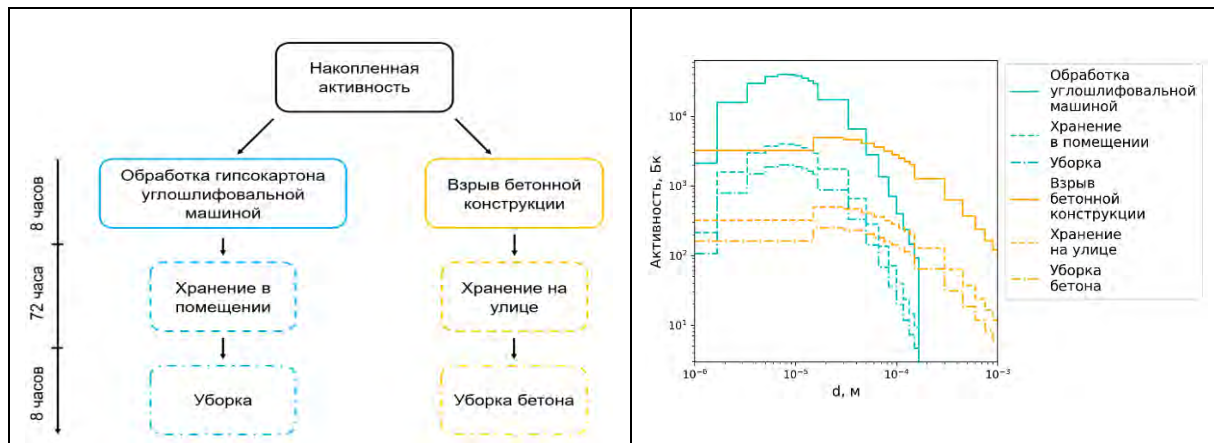


Рис. 1 – Результирующие распределения для 6 видов работ по двум сценариям демонтажа

Применение нового подхода изображено на Рис. 1. Так, при наличии двух сценариев работ, результатом работы модуля «Демонтаж» являются распределения активности по диаметрам частиц, разделенные как по времени, так и по типу взаимодействия.

В результате было получено, что такое приближение позволяет существенно сократить время количество исходных данных для расчета (в N раз для N сценариев) и уменьшить ошибку моделирования при расчете отложений в респираторном тракте (и в дальнейшем доз внутреннего облучения) до 20%, а также при расчете изменения концентрации примеси со временем за счет вымывания до 100%.

Получение активного угля из антрацита для системы газоочистки на АЭС

Павлова А.С., магистрант 1 года кафедры промышленной экологии РХТУ им. Д.И. Менделеева

*Научный руководитель: к.т.н. Курилкин А.А. *, старший преподаватель
кафедры промышленной экологии РХТУ им. Д.И. Менделеева*

Нистратов А.В., к.т.н., доцент кафедры промышленной экологии РХТУ им. Д.И. Менделеева

Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева

Мухин В.М., д.т.н., профессор, начальник лаборатории активных углей АО «ЭНПО «Неорганика»

АО «Электростальское НПО «Неорганика»

* тел.: (499) 978-89-01, эл. почта: kurilkin.a.a@muctr.ru

В настоящее время одним из актуальных вопросов является переработка отходов атомной промышленности. Этой проблеме уделяется пристальное внимание и требуется особенный подход к её разрешению [1, 2]. Одним из возможных решений является разработка сорбционных технологий и подбор соответствующих углеродных материалов, обладающих высокими поглотительными свойствами и обеспечивающими низкую остаточную концентрацию радионуклидов.

Проводимые исследования позволяют разработать требования к таким новым сорбентам, которые можно будет после испытаний использовать на атомных электростанциях. Так, в рамках ФЦП «Универсал» в АО «ЭНПО «Неорганика» был составлен перечень показателей, соответствие которым будет достаточно важным для эксплуатации углеродного сорбента на АЭС: насыпная плотность, прочность при истирании, суммарный объём пор, объём микропор и массовая доля золы [3], а также разработан активный уголь на основе углепекковой композиции марки УПК-3. На основании Акта об испытании активного угля данной марки было рекомендовано использование предложенного сорбента в системах газоочистки [4].

На кафедре промышленной экологии РХТУ им. Д.И. Менделеева было решено исследовать возможность применения для вышеуказанной цели угольных сорбентов на основе другого сырья и были получены в муфельной печи при 600 °С и выдержке 2 часа образцы активного угля из антрацита Магаданского месторождения с добавлением гидроксидов и карбонатов калия и натрия, а также хлорида цинка. Лучшим по совокупности свойств стал образец с добавкой 1,5% масс. Na_2CO_3 , при этом остальные (за исключением с добавкой ZnCl_2) сильно не уступают (погрешность в районе 5-10%). Для сравнения его показателей использовались указанные в Акте активные угли УПК-3 и другими отечественным СКТ-6А и иностранным (GCN 6x12) аналогами.

На основании проведённых исследований можно сделать вывод, что полученный авторами образец активного угля с высокой прочностью при истирании (98,8%) и относительно низкой по сравнению с другими рассматриваемыми углями зольностью (10,0 % масс.) требует дополнительной термической обработки для получения более высоких показателей качества: он уступает рассматриваемым образцам по суммарному объёму пор в 2 раза и обладает большей насыпной плотностью, но при этом стоит отметить сопоставимое значение объёма микропор на единицу объёма – $0,12 \text{ см}^3/\text{см}^3$, что говорит о перспективе развития его пористых свойств, а, следовательно, его поглотительных способностей.

Литература

1. Мухин В.М., Соловьёв С.Н., Гутникова М.А. Высокоэффективный углеродный сорбент для улавливания радионуклидов йода в системах газоочистки АЭС. – Материалы XVI Всероссийского симпозиума с международным участием «Актуальные проблемы теории адсорбции, пористости и адсорбционной селективности», Москва – Клязьма, 2017. – С. 89-91.
2. Короткова В.Е., Кадомцев Г.М., Черняев С.И. К вопросу об очистке воздуха от радиоактивных аэрозолей //Современные высокие технологии. – № 2, 2017. – С. 28-35.
3. ТУ 2568-484-04838763-2018. Уголь активный марки УПК. Технические условия. Утверждено заместителем генерального директора АО «ЭНПО «Неорганика» В.В. Кордиаликом
4. Акт об испытании экспериментального образца активного угля УПК-3 по технологии УПК от 11.08.2017 г. Утверждено генеральным директором АО «ЭНПО «Неорганика» С.Н. Соловьёвым

Разработка Интерактивной Системы Использования ядерных Данных (ИСИДА) для обеспечения расчетов реакторов на быстрых нейтронах

Панова Д.В., аспирант 1-го года АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Научный руководитель: к.т.н. начальник ДРИБ АЭС АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» Перегудов А.А.

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

тел.: (484) 399-85-65, эл. почта: dvpanova@ipre.ru

Разработана цифровая платформа для визуализации, обработки и использования ядерных данных, способной конкурировать с зарубежными программами-аналогами. В основе подхода лежит идея сохранения накопленного за долгие годы огромного опыта работы с библиотеками (базами) ядерно-физических данных различного назначения. Одна из основополагающих задач создания интерактивной платформы заключается в сохранении отечественных библиотек оцененных ядерных данных (ОЯД), а также алгоритмов работы с ними, в том числе для использования в различных приложениях, а также с целью создания и оценки новых файлов ОЯД.

Разрабатываемая цифровая платформа ИСИДА позволяет обеспечить быстрый доступ к базам ядерных данных и числовым значениям, графическому представлению имеющейся в базах данных информации, как непосредственно в процессе их формирования, так и при сравнении с имеющимися аналогичными данными в современных версиях мировых библиотек ОЯД (ENDF/B, JENDL, JEFF, TENDL, CENDL и др.).

Результатом работы стала пилотная версия приложения ИСИДА. Оболочка новой цифровой платформы разработана на языке программирования С# («Си-шарп»). Выполнено интегрирование в цифровую платформу Российской библиотеки нейтронных данных РОСФОНД с возможностью подключения других зарубежных библиотек ОЯД. Разработан графический модуль для визуализации сечений и сравнения с имеющимися аналогичными данными. Разработан модуль автоматизации подготовки библиотек констант для использования в нейтронно-физических расчетах, как для прецизионных кодов метода Монте-Карло, так и для групповых и многогрупповых расчетов.

Цифровая платформа ИСИДА будет полезна при подготовке и обучении молодых работников атомной отрасли в вузах и на предприятиях отрасли.

Литература

1. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кошечев В.Н., Николаев М.Н. РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 2007. Вып. 1-2, С.3-21.
2. Формат ENDF-6: <https://www-nds.iaea.org/exfor/x4guide/manuals/endlf-manual.pdf>
3. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1964.
4. Hansen G.E., Roach W.H. Six and sixteen group cross sections for fast and intermediate critical assemblies. – Rep. LASL-2543, Los-Alamos, 1961.
5. Roach W.H. Computational survey of idealized fast breeder reactors. – Nucl. Sci. and Engng, 1960. V.8, p. 621.
6. Abagyan L.P., Bazazyants N.O., Bondarenko I.I., Nikolaev M.N. Group Constants for Nuclear reactor Calculations. N.Y., Consultants Bureau, 1964.
7. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981.
8. Кошечев В.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Библиотека оцененных нейтронных данных ФОНД-2.2: Сб. II Вопросы атомной науки и техники, сер. «Ядерные константы», вып. 2. – М.: ЦНИИАИ, 2000. С. 40.
9. Blokchin A.I., et al. Current Status of Russian Evaluated Neutron Data Libraries. Proc. of Conf. on Nuclear Data for Science and Technology. Gatlinburg, Tennessee, U.S., ORNL, ANS, 1994, vol. 2, pp. 695.

Обзор современных моделей явления первичной радиационной повреждаемости материалов оболочек твэлов быстрых реакторов

Персиянова Е.И., аспирант 1 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: м.н.с. к.т.н. ИБРАЭ РАН Долгодворов А.П.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7(926) 565-89-65, эл. почта: e.persyanova@list.ru

При создании и проектировании энергетических реакторов необходимо стремиться к тому, чтобы довести срок службы твэла до предела, определяемого ядерными характеристиками применяемых материалов.

При облучении нейтронами происходят изменения физических свойств и химического состава материалов. Сложные механизмы радиационного воздействия широко изучаются. Степень изменения свойств твердых тел при облучении зависит от природы химической связи. Металлы довольно устойчивы против действия облучения, а при наличии ковалентных связей последствия облучения могут быть очень сильными [1].

В основе современных представлений о природе радиационного повреждения лежит анализ дефектов кристаллического строения решетки, возникающих при воздействии быстрых частиц на атомы металла.

Научное понимание возникновения любых радиационных дефектов начинается с изучения первичной повреждаемости, то есть с рассмотрения дефектов, образующихся сразу после смещения атомов, вызванного столкновением с частицей высокой энергии. В данной работе приведены экспериментальные и выполненные посредством компьютерного моделирования исследования, проведенные за последние несколько десятилетий и раскрывающие природу явления первичной радиационной повреждаемости. Рассмотрено как образование кристаллографических и топологических дефектов, так и их радиационное перемещение (обмен позициями между двумя атомами в идеальном кристаллографическом положении). Приведены такие классы материалов, как металлы и нержавеющие стали. Описаны последние достижения в разработке альтернативного стандарта по количественному определению радиационного повреждения (модель Норжетта-Робинсона-Торренса смещений на атом (NRT-dpa) для металлов). Подробно описаны дополнительные оценочные функции образования смещений (атермические рекомбинантно скорректированные смещения на атом, arc-dpa) и радиационного перемещения (перемещение на атом, gra), которые расширяют NRT-dpa модель. Приведены преимущества и ограничения данных функций [2].

Литература

1. Nordlund K., Zinkle Steven J. and others. Primary radiation damage: A review of current understanding and models. – Journal of Nuclear Materials 512 (2018) 450-479.
2. Д.М. Скоров, Ю.Ф. Бычков, А.И. Дашковский. Реакторное материаловедение. – Изд. 2-е, перераб. и доп. – М.:Атомиздат, 1979. – 344 с.

Требования к теплогидравлическому коду HYDRA-IBRAE/LM-F для моделирования термоядерных и гибридных установок

Петрова М.Н., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н. зав. отделением ИБРАЭ РАН Мосунова Н.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-78, эл. почта: pmn@ibrae.ac.ru

Расчетное обоснование выбранных проектных решений и безопасности установок управляемого термоядерного синтеза (УУТС) невозможно без проведения теплогидравлических расчетов, позволяющих оценить параметры установки в разных режимах её эксплуатации, включая аварии. При проведении подобных расчетов основными вычислительными инструментами являются теплогидравлические коды системного класса. За рубежом для теплогидравлических расчетов термоядерных реакторных установок развиваются программы RELAP5[1] и MELCOR[2], однако область их применения не включает некоторые типы УУТС, разрабатываемых в Российской Федерации. В особенности это касается гибридных реакторных установок, активно разрабатываемых в России.

Перед началом разработки расчетного кода, необходимо сформировать детальные технические требования, это поможет избежать ошибок на первых этапах разработки, оттягивающих получение конечного результата.

Системный теплогидравлический расчетный для обоснования безопасности УУТС должен обеспечивать корректное моделирование систем охлаждения установки в целом и отдельных её элементов: вакуумной камеры, бланкета, гибридного бланкета, первой стенки, пластин дивертора и другого оборудования, нуждающегося в отведении тепла. После анализа технологических процессов, режимов эксплуатации и особенностей конструкций установок УТС были выделены ключевые теплогидравлические процессы и явления, важные для обоснования безопасности. С перечнем этих процессов можно ознакомиться в [3].

Теплогидравлический код должен моделировать упомянутые процессы с участием разнообразных теплоносителей. Потенциальными теплоносителями в проектах УУТС являются: вода или пароводяная смесь, газообразные, сверхкритические, криогенные, жидкометаллические и жидкосолевые теплоносители, в том числе содержащие делящиеся материалы.

В настоящее время в ИБРАЭ РАН разрабатывается теплогидравлический код HYDRA-IBRAE/LM-F для приложений УУТС на основе программы HYDRA-IBRAE/LM [4].

Появление в России системного теплогидравлического кода для ТЯР позволит выполнять предварительные расчетные обоснования для принятия решений по различным проектам, таким как ТРТ и ДЕМО-ТИН. Также это ускорит развитие научно-технической и нормативной правовой базы в области использования атомной энергии для регулирования безопасности термоядерных установок.

Литература

1. Trivedi A.K., Sandeep K.T., Allison C., Khanna A., Chaudhari V., Kumar E.R., Munshi P. Incorporation of lithium lead eutectic as a working fluid in RELAP5 and preliminary safety assessment of LLCs // Fusion Engineering and Design. – 2014. – Т. 89, №. 12. – С. 2956-2963
2. Merrill B.J., Humrickhouse P.W., Moore R.L. A recent version of MELCOR for fusion safety applications // Fusion Engineering and Design. – 2010. – Т. 85, №. 7-9. – С. 1479-1483.
3. Богданович Р.Б., Аксенова А.Е., Березнев В.П., Блохин А.И., Блохин П.А., Вепрев Д.П., Воривончик М.В., Ефремова О.В., Колташев Д.А., Мосунова Н.А., Петрова М.Н., Сорокин А.А., Усов Э.В., Чуданов В.В. Требования к интегральному коду EUCLID-F для детерминистического анализа аварий в термоядерных реакторах // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. – 2023. – Т. 46, №. 1. – С. 12—28.
4. Алипченков В.М., Анфимов А.М., Афремов Д.А., Горбунов В.С., Зейгарник Ю.А., Кудрявцев А.В., Осипов С.Л., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Усов Э.В. Базовые положения, текущее состояние разработки и перспективы дальнейшего развития теплогидравлического расчетного кода нового поколения HYDRA-IBRAE/LM для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах // Теплоэнергетика. – 2016. – № 2. – С. 54-64.

Контроль качества при измерении активности гамма-излучающих радионуклидов в упаковках отходов различной геометрии

Плисов В.В., Варлаков А.П., Ивлиев М.В., Чаузова М.В.

АО «ВНИИНМ им. академика А.А. Бочвара», г. Москва, Россия

Тел.: (495) 955-22-32 доб. 82-18, эл. почта: VVPlisov@bochvar.ru

В настоящее время одной из актуальных задач характеризации радиоактивных отходов (РАО) при передаче их на длительное хранение или захоронение ФГУП «НО РАО» является измерение удельной активности гамма-излучающих радионуклидов непосредственно в упаковках – *in situ* измерения.

Для выполнения *in situ* измерений упаковок РАО наиболее часто используются мобильные гамма-спектрометры с детекторами высокого разрешения (ОЧГ-детекторами). При этом расчет эффективности регистрации гамма-квантов для различных энергий и геометрии измерений проводится с использованием специального программного обеспечения (СПО) методом Монте-Карло на основании первичной калибровки детектора на заводе-изготовителе или непосредственно оператором.

При таком подходе основными условиями, обеспечивающими достоверность *in situ* измерений, являются контроль качества калибровки детектора и контроль корректности вводимых в СПО параметров измеряемых объектов и работы оператора.

В настоящей работе был предложен способ контроля качества калибровки детектора по эффективности регистрации гамма-квантов в заданных условиях и корректности ввода исходных данных с использованием аттестованных объектов (АО), воспроизводящих объект измерения (упаковку РАО) в трёх геометриях: цилиндр, параллелепипед и «точка за защитой».

Для изготовления АО в геометрии цилиндра и параллелепипеда использовали гипсовую смесь, приготовленную на основе образцовых радионуклидных растворов (ОРР) ^{60}Co , ^{137}Cs и ^{152}Eu . АО в геометрии «точка за защитой» был изготовлен на основе источников фотонного ионизирующего излучения (ОСГИ).

Для моделирования измерений стандартных контейнеров с РАО большого размера (типа КМЗ, НЗК и др.) было предложено использование АО в геометрии «точечный источник за двумя слоями защиты», где первый слой защиты моделирует материал стенки контейнера (упаковки), а второй – материал отходов.

Применение АО для контроля качества *in situ* измерений упаковок РАО позволяет проверять достоверность применяемой математической модели для расчета эффективности регистрации гамма-квантов, а также корректность первоначальной калибровки гамма-спектрометрического детектора и работы оператора при вводе параметров измеряемого объекта.

Контроль качества измерений гамма-излучающих радионуклидов с использованием АО был предложен в типовых методиках измерения «Единых отраслевых методических указаниях по измерению радиационных характеристик отходов», утвержденных приказом Госкорпорации «Росатом» от 02.02.2020 № 1/1433-П (ЕОМУ), а также использован при разработке рабочих методик измерений для центров компетенций по выводу из эксплуатации АО «ТВЭЛ» и опробован на предприятиях АО «АЭХК» и АО «СХК».

Одним из перспективных направлений применения разработанных АО является их использование при проведении межлабораторных сличительных испытаний в области измерений радиационных характеристик упаковок РАО.

Биогеохимические факторы иммобилизации радионуклидов на породах водоносных горизонтов вблизи хранилищ РАО при комплексном загрязнении

Попова Н.М., аспирант ИБРАЭ РАН

Научные руководители: к.т.н., с.н.с. ИБРАЭ РАН Болдырев К.А., к.х.н., в.н.с. ИФХЭ РАН Сафонов А.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 9055808180, эл. почта: nm.popova.ipce.ras@gmail.com

Долговременная эксплуатация наземных урановых шламохранилищ РАО, построенных в середине прошлого века, приводит к нарушению целостности инженерных барьеров безопасности и попаданию в подземные воды макро- и микрокомпонентов отходов. Миграция урана в подземных водах зависит от ряда физико-химических и гидродинамических факторов, минерального состава вмещающих грунтов, концентрации макрокомпонентов пульпы, а также от биогеохимических процессов. Попадание микрокомпонентов пульпы (нитраты, сульфаты, аммоний и др.) приводят к активации аборигенной микрофлоры, способной значительно изменить физико-химические параметры водоносного горизонта. В результате этого комплекса микробных процессов может происходить образование восстановительных условий за счет потребления окислителей, увеличении иммобилизационных свойств грунта за счет образования биопленок, формирование аутигенных минеральных фаз, в том числе малорастворимых восстановленных форм урана (+4).

В данной работе проведена оценка изменения иммобилизационной емкости пород до и после их биообрастания и проведен анализ распределения основных урановых фаз методом последовательного выщелачивания. Установлено, что микробное биообрастание приводит к увеличению иммобилизации урана в среднем на 30-50% и значительному увеличению доли прочно фиксированных фаз. Иммобилизация урана происходит, в первую очередь, за счет формирования сульфидов железа (пирита, макинавита) и аморфного Fe, образовавшегося в результате растворения ряда железистых фаз (гетита и гематита). Полученные в лабораторных условиях данные легли в основу создания комплексной модели миграции урана с учетом биогеохимических факторов.

Оценка потенциалов атомной и возобновляемой энергетики

Прутских М.С., аспирант кафедры промышленной экологии РХТУ им. Д. И. Менделеева

Рыжкова Т.В., магистрант кафедры промышленной экологии РХТУ им. Д. И. Менделеева

Научный руководитель: к.т.н. доц. каф. Промышл. экологии РХТУ им. Д.И. Менделеева Ермоленко Б.В.

Российский химико-технологический университет им. Д. И. Менделеева

тел.: (925) 605-78-15, эл. почта: maxim.prutskikh@yandex.ru

По данным Международного агентства по атомной энергии (IAEA) на 2022 год, общая электрическая мощность действующих в мире атомных электростанций (АЭС) достигла 394 ГВт, выработка электроэнергии составила 2653,1 ТВт·час (9,8 % от общей выработки). 422 ядерных реакторов (энергоблоков) на 192 АЭС снабжают электрической и тепловой энергией потребителей в 31-й стране мира, являясь одним из значимых источников энергии. К странам, входящим в первую пятерку по производству электроэнергии на АЭС относятся США, КНР, Франция, Россия и Южная Корея.

Влияние высокой степени морального и физического износа реакторов старых поколений на эффективность и безопасность их работы привели к необходимости замены этого оборудования новым или модернизированным. Так к началу 2023 года 56 энергоблоков имели статус строящихся, а 201 энергоблок был выведен из эксплуатации. Осуществляется строительство и новых атомных электростанций. Создание и эксплуатация АЭС в различных странах мира ограничено имеющимися у них возможностями в производстве или импорте топливного урана. Доля объемов его производства и размеров запасов урана оцениваемая по первым 10 странам мира: Казахстан – 45% и 15% соответственно, Австралия - 12 % и 28 %, Намибия – 10 % и 7 %, Канада – 8% и 9 %, Узбекистан – 7 % и 2 %, Нигер – 5 % и 5 %, Россия – 5 % и 8%, Китай - 4 % и 4 %, Украина – 1 % и 2 %, Индия – 1 % и 1,6 %. К ключевым аргументам против развития атомной энергетики обычно относят: риски масштабных аварий, зависимость от поставщиков топливного урана, высокую стоимость энергетических объектов (около 7500 \$/кВт), длительность строительства (порядка 10 - 13 лет), существование проблемы утилизации отработанного ядерного топлива, невозобновляемость урана как энергетического ресурса, отношение общественности к этому виду энергии. Позитивными факторами, способствующими появлению новых атомных электростанций и замене устаревшего оборудования более современными реакторами, являются: отсутствие в процессе эксплуатации выбросов загрязняющих веществ в атмосферу, включая парниковые газы, высокая плотность энергии, снижающая затраты на приобретение и доставку топлива, надежность и устойчивость энергоснабжения, близость коэффициента использования установленной мощности к 90 %.

Перечисленные выше достоинства АЭС обусловили процесс замещения тепловых электростанций, работающих на ископаемом органическом топливе, атомными. Здесь в качестве их главных конкурентов выступают основные виды возобновляемых источников энергии - ветровые, солнечные и гидро. Выбор эффективного направления инвестирования средств в строительство новых электростанций в районах их потенциального размещения как альтернативы углеродной энергетике следует производить на основе сравнительного эколого-экономического анализа применения ядерных и возобновляемых источников энергии. Информационной основой для обоснования выбора направлений инвестирования может служить разработанная нами система энергетических, ресурсосберегающих, экологических и экономических потенциалов использования энергетических источников различных видов. Для каждого вида источников задается несколько марок наиболее распространенного и технически совершенного оборудования, предлагаемого для строительства новых объектов энергоснабжения. Оценка потенциалов производится за единицу времени в расчете на единицу оборудования и единицу площади для размещения этих установок (км²). Единицы времени - год, месяц года, а для ветроустановок и солнечных фотоэлектрических панелей – еще и каждый час суток определенного месяца. Введены понятия и предложены методы оценки потенциалов: энергетических - электроэнергетических (кВт·час), теплоэнергетических (Гкал), топливных (тут); ресурсосберегающих - экономия природного газа (1000 м³), угля разных месторождений (т), мазута (т), дизельного топлива (т), пресной воды (1000 м³); экологических - предотвращение выбросов загрязняющих веществ в атмосферу (т, т СО-экв., т СО₂-экв.), сбросов в водные объекты (т, т TiO₂-экв.), размещения отходов (т, т IV кл.оп.-экв.); экономических – инвестиционный экономический потенциал (руб.), экономический потенциал ресурсосбережения (руб./ед.вр.), производственный (эксплуатационный) экономический потенциал (руб./ед.вр.), эколого-экономический потенциал (руб./ед.вр.) – предотвращенные эколого-экономический ущерб и экологические платежи, доход от продажи квот на предотвращенный выброс парниковых газов.

Оценка потенциалов атомных ветровых и солнечных электростанций на территории Республики Беларусь

Рубин Е.М., магистрант кафедры промышленной экологии РХТУ им. Д. И. Менделеева

Прутских М.С., аспирант кафедры промышленной экологии РХТУ им. Д. И. Менделеева

Рыжкова Т.В., магистрант кафедры промышленной экологии РХТУ им. Д. И. Менделеева

Научный руководитель: к.т.н. доц. каф. Промышл. экологии РХТУ им. Д.И. Менделеева Ермоленко Б.В.

Российский химико-технологический университет им. Д. И. Менделеева

тел.: (901) 340-16-25, эл. почта: egor.rubin@list.ru

В современном меняющемся мироустройстве Республика Беларусь сталкивается с новыми вызовами в сфере энергетической безопасности и независимости. Независимость от поставок традиционных энергоносителей позволяет стране сохранить суверенитет и избежать давления на внутренний политический аппарат. Замещение традиционных энергоносителей обычно происходит путем внедрения установок возобновляемой энергетики (ВИЭ), а также станций атомной энергетики. Несмотря на то, что атомная энергетика не является возобновляемой в привычном понимании, срок эксплуатации АЭС может достигать свыше 40 лет, а в сочетании с технологией замкнутого топливного цикла срок и полнота использования единицы топлива позволяют сократить потребность в новом, свежем топливе на 30–40%.

Одним из важных показателей с точки зрения экологии и экономики для станций, не использующих традиционные энергоносители являются эколого-экономические потенциалы. Их оценка может производиться на единицу времени, единицу оборудования или площади в различных выражениях, а именно: электроэнергетических (кВт*час), теплоэнергетических (Гкал), топливных (тут); ресурсосберегающих - экономия природного газа (1000 м³), угля разных месторождений (т), мазута (т), дизельного топлива (т), пресной воды (1000 м³); экологических - предотвращение выбросов загрязняющих веществ в атмосферу (т, т СО-экв., т СО₂-экв.), сбросов в водные объекты (т, т TiO₂-экв.), размещения отходов (т, т IV кл.оп.-экв.); экономических – инвестиционный экономический потенциал (руб.), экономический потенциал ресурсосбережения (руб./ед.вр.), производственный (эксплуатационный) экономический потенциал (руб./ед.вр.), эколого-экономический потенциал (руб./ед.вр.) – предотвращенные эколого-экономический ущерб и экологические платежи, доход от продажи квот на предотвращенный выброс парниковых газов.

Обладая данными о выработке энергии АЭС, а также данными о ветровой и солнечной активности на территории Республики Беларусь проведем приблизительную оценку потенциалов. Годовая выработка БелАЭС составляет 18 миллиардов кВт*ч, что эквивалентно 2 214 000 000 т у.т., либо 1 918 500 000 тыс. м³ природного газа, либо 1 616 000 000 тонна топочного мазута. Согласно расчетам, основанным на базе данных «NASA Surface Meteorology and Solar Energy» для ветровой энергии годовой технический потенциал составляет 25 млрд кВт*ч, что эквивалентно 3 075 000 000 т у.т., либо 2 664 600 000 тыс. м³ природного газа или 2 244 500 000 тонн топочного мазута. В случае солнечной энергетики годовой технический потенциал республики составляет 87 млрд кВт*ч, в пересчете на т у.т. 10 701 000 000, либо на тыс. м³ природного газа 9 272 900 000 или 7 810 900 000 тонн топочного мазута.

Годовое потребление энергии в Республике Беларусь за 2022 год в электроэнергетическом выражении составляет 42 млрд кВт*ч, что эквивалентно 5 166 000 000 т у.т. Таким образом БелАЭС покрывает до 40% общего энергопотребления страны, сокращая тем самым потребление топливных ресурсов на эквивалентное количество. Использование ветровой энергии также способно существенно снизить потребление топливных ресурсов (порядка 50–60%). Солнечная энергия при полном ее использовании и вовсе способна покрыть все энергопотребление страны.

Также переход на АЭС или ВИЭ сокращает выбросы загрязняющих веществ в атмосферу. Величина предотвращенных выбросов при переходе на АЭС равна 274 000 000 т СО-экв в расчете на природный газ, 5 268 300 000 т СО-экв в расчете на топочный мазут и 18 300 000 000 т СО-экв в расчете на Донецкий уголь. Для ветростанций данные показатели составляют 381 000 000, 7 317 000 000 и 25 500 000 000 т СО-экв соответственно. Для солнечных установок – 1 530 000 000, 25 463 000 000 и 88 600 000 000 т СО-экв соответственно.

Применение модели пористого тела для расчета напорно-расходных характеристик входного участка активной зоны БРЕСТ-ОД-300

Сапожников И.С.¹, инженер 1 категории АО «НИКИЭТ»

Научный руководитель: д.т.н. проф. МГТУ им. Н.Э. Баумана Солонин В.И.²

¹АО «НИКИЭТ»

²Московский государственный технический университет им. Н.Э. Баумана

тел.: (499) 763-03-49, эл. почта: i.sapozhnikov@nikiet.ru

Течение свинцового теплоносителя на входном участке активной зоны реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 [1] характеризуется сложной трехмерной структурой, что определяет потребность в разработке CFD-моделей для расчета теплогидравлических характеристик. Применение хорошо зарекомендовавших себя [2, 3] методов трехмерного моделирования RANS сопряжено с высокими затратами вычислительных ресурсов, что связано с высокими значениями чисел Рейнольдса, сложной геометрией трактов, необходимостью моделирования течения в хвостовиках тепловыделяющих сборок (ТВС), блоков отражателя и защиты. Для экономии вычислительных ресурсов в инженерной практике [4] применяется CFD-подход с использованием модели пористого тела, что подразумевает моделирование гидравлически эквивалентной среды с равномерно распределенным сопротивлением, свойства которой подбираются исходя из гидравлических характеристик натурального объекта.

С целью получения новых экспериментальных данных проведены исследования гидродинамических характеристик течения на аэродинамическом макете фрагмента входного участка активной зоны БРЕСТ-ОД-300 (масштаб 1:5), разработанного в лаборатории «Реакторная теплофизика» кафедры Э7 МГТУ им. Н.Э. Баумана. Экспериментальные данные использованы для валидации CFD-модели течения модельного теплоносителя в макете (расчетный код Star-CCM+, метод RANS, модель турбулентности «k-ε Realizable»), отклонения расчетных давлений и расходов в хвостовиках и напорной камере от экспериментальных составили не более 8% и укладываются в пределы погрешности эксперимента.

Согласно результатам экспериментальных и численных исследований, существенный вклад в гидравлические потери на хвостовиках ТВС вносит сопротивление решеток на выходе хвостовиков (от 50% до 60%), способствующих выравниванию расходов и давлений в соответствии с сопротивлениями пучков твэлов. Гидравлические потери на входном отверстии хвостовика ТВС составляют от 35% до 40% от суммарных потерь на хвостовике, в зависимости от угла направления потока на входе в хвостовик (т.е. условия течения в нижней напорной камере раздаточного коллектора). Для хвостовиков блоков отражателя определяющим оказывается сопротивление нижнего горизонтального фланца замка блока, затесняющего проходное сечение. Гидравлические потери на этом устройстве составляют 70% от суммарных потерь на хвостовике (без учета потерь на дросселях на входе в рабочую часть блока).

С использованием полученных результатов разработана комбинированная расчетная CFD-модель, базирующаяся на уравнениях пористого тела во внутренних трактах хвостовиков и на уравнениях RANS в пространстве между хвостовиками и в нижней напорной камере раздаточного коллектора. Отклонения расчетных давлений и расходов от экспериментальных составили не более 8,3%. Применение модели пористого тела приводит к уменьшению требуемого количества ячеек сеточной модели в 4 раза.

Литература

1. Драгунов Ю. Г., Лемехов В. В., Моисеев А. В. и др. Реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем (Брест) // Проблемы машиностроения и автоматизации. – 2015. – № 3. – С. 97-103.
2. Pucciarelli A. [et al.]. Coupled system thermal Hydraulics/CFD models: General guidelines and applications to heavy liquid metals // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 153. No. 4 – DOI 10.1016/j.anucene.2020.107990.
3. Mingjun Wang [et al.]. Recent progress of CFD applications in PWR thermal hydraulics study and future directions // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 153. No 4. – DOI 10.1016/j.anucene.2020.107836.
4. Dirk C. Visser [et al.]. CFD analyses of the European scaled pool experiment E-SCAPE // Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Vol. 358. No. 3 – DOI 10.1016/j.nucengdes.2019.110436

Анализ перспективных технологий и оборудования, применяемых при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии

Сергунин А.П., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н, зав. отд. ИБРАЭ РАН Уткин С.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: sergunin@ibrae.ac.ru

На сегодняшний день проблема, связанная с выводом из эксплуатации ОИАЭ, актуальна для Российской Федерации в связи с большим количеством остановленных, но не выведенных из эксплуатации объектов. Федеральной целевой программой «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2035 года» предусмотрен большой комплекс работ по выводу из эксплуатации: предстоит ликвидировать 76 ядерно и радиационно опасных объектов. Несмотря на внушительное финансирование (более 142 млрд. руб.), выделенных средств явно не хватает, и сроки начала работ по некоторым проектам переносятся на неопределенное время. В связи с этим остро встает вопрос поиска и внедрения экономически и технически эффективных решений.

На текущий момент при разработке проектной документации анализ технологических решений производится достаточно формально, и развита следующая неудовлетворительная практика: в проект закладываются те технологии и оборудование, которые проектная организация уже прописывала ранее. Также, практически полностью отсутствует практика анализа «извлеченных уроков» ранее выполненных проектов.

Таким образом, необходима организация и систематизация полученных знаний и опыта (сбор результатов, их анализ, распространение), в том числе зарубежных, где подобная работа ведется уже более 30 лет. Например, в США для подрядчиков Министерства энергетики включаются в контракты требования по обязательному использованию извлеченных уроков и развитию тех из них, которые оказались эффективными [1].

Одним из решений может стать разработка и внедрение в систему управления контрактной деятельностью ГК «Росатом» механизма сбора и предоставления важных практических сведений: «извлеченных уроков», «лучших практик», ошибок проведения радиационного обследования, разработки проектной документации, возникших в процессе реализации проектов проблем технического и управленческого характера, и т.п.

Разрабатываемый в ИБРАЭ РАН веб-портал под названием «Российская сеть по выводу из эксплуатации» является механизмом решения поставленной выше задачи. Систематизация полученных практических знаний проводится путем анализа проектной документации (в т.ч. ее корректировок), отчетов по итогам работ, а также выявляются преимущества и недостатки предлагаемых и использованных технологий и оборудования.

В целях выбора оптимальных и подходящих технологий и оборудования под задачи ВЭ будущих объектов пользователи могут ознакомиться с ключевыми характеристиками оборудования, важными для проведения работ в радиационно опасных условиях и отсутствующими в открытом доступе, результатами испытаний, неявными ограничениями или недостатками, отзывами и т.п. Дополнение данной информации «извлеченными уроками» и «лучшими практиками» позволит начать развитие в отечественной практике ВЭ процессов управление знаниями.

На ресурсе планируется регулярное представление результатов поиска апробированных и перспективных технологий и оборудования, их характеристик, а также опыта их практического использования при выводе из эксплуатации.

Литература

1. DOE Standard. The DOE Corporate Lessons Learned Program. DOE-STD-7501-99. – 53 p. <https://www.standards.doe.gov/standards-documents/7000/7501-astd-1999/@@images/file>

Анализ практики паспортизации РАО в контексте обеспечения требований по долговременной безопасности

Сердечная В.А., специалист по обращению с РАО ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н, зав. отд. ИБРАЭ РАН Уткин С.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: vas@ibrae.ac.ru

В соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии [1], паспорт РАО должен содержать сведения, подтверждающие выполнение условий, определяющих долговременную безопасность, в том числе – изотопный состав (с целью не превышения установленных пределов безопасности ПЗРО) и степень заполнения контейнера с РАО (для подтверждения отсутствия возможности просадки верхнего покрывающего барьера безопасности). Вопросы контроля радиационных характеристик и выполнения требования об обязательном заполнении контейнера РАО матричным материалом не менее чем на 80% был рассмотрен на основании данных паспортов на упаковки с кондиционированными РАО в рамках мероприятий ФЦП ЯРБ-2 (было проанализировано более 5000 упаковок).

Исторически сложилось, что для контроля за характеристиками эксплуатационных РАО в Российской Федерации применяются методы гамма-спектрометрии. Это обусловлено определяющим вкладом гамма-активных радионуклидов в дозовые нагрузки на персонал при обращении с РАО и относительной простотой применения соответствующего оборудования. Международный опыт показывает, что для целей обоснования безопасности захоронения РАО важны принципиально иные радионуклиды. В связи с этим во многих странах разрабатываются и внедряются методы радионуклидных векторов. Этому вопросу посвящены, например, технический отчет МАГАТЭ [2], стандарт ISO [3]. Отсутствие на предприятиях средств и методик контроля сложно детектируемых радионуклидов (Ni-63, C-14, Cl-36, I-129) потенциально может привести к расхождению фактических данных и данных учетных документов (паспортов, формуляров, журналов учета), что, в свою очередь, приведет к ошибочному определению активности и, как следствие, неверному категорированию РАО.

В 2022 г. ИБРАЭ РАН была проведена предварительная оценка значимости долгоживущих трудно детектируемых радионуклидов в РАО АЭС на основании методик радионуклидного вектора Смоленской и Нововоронежской АЭС. В качестве «расчетных» точек по активности реперных радионуклидов (Co-60, Cs-137) были приняты фактические данные отдельных паспортов переданных на захоронение РАО. Значимость полученных расчетных значений удельных активностей сложно детектируемых радионуклидов (C-14, Cl-36, Ni-63, Nb-94, Tc-99, Pu-238, I-129) этих РАО оценивалась в соответствии с ПЗУА [4], критериями освобождения твердых материалов от радиационного контроля (приложение 3 к ОСПОРБ-99/2010) [5] и предельными содержаниями долгоживущих радионуклидов, оценки которых представлены в TECDOC-1380 МАГАТЭ [6]. Превышение в отдельных случаях значений ПЗУА, установленных [4], выявило потребность в проведении работ по оценке данных нуклидов в РАО АЭС.

Выполнение требования о заполнении контейнера РАО матричным материалом не менее чем на 80% было проанализировано для отходов с однородным морфологическим составом: металла, полимеров и солевого плава. В качестве упаковки РАО рассматривались контейнеры типа НЗК-МР1, ЖБУ, КРАД-1.36, КРАД-Т, НЗК-150-1,5П, НЗК-РАДОН, КМЗ-РАДОН и КМЗ-3,3. Полученные значения плотности полимеров и солевого плава имеют небольшие отклонения от теоретических значений (что объясняется особенностями их морфологии), тогда как для металлических РАО разброс этих значений достаточно велик. На основании данных оценки заполняемости контейнеров с металлическими РАО был сделан вывод о том, что ни для одного из рассмотренных случаев требование НП-093-14 не выполняется.

Полученные результаты анализа практики паспортизации РАО свидетельствуют о необходимости пересмотра технологических цепочек (в частности, применение буферного материала), а также ужесточения контроля на предприятии и при передаче отходов на захоронение.

Литература

1. НП-093-14. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения
2. IAEA-Nuclear Energy Series No. NW-T-1.18. Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants. IAEA, 2009
3. ISO 21238:2007. Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants. ISO, 2007
4. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» (с изменениями и дополнениями)
5. ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности
6. IAEA-TECDOC-1380. Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities. IAEA, 2003

Исследование исторических аналогов для прогнозирования параметров деградации ИББ

Соболев Д.А. техник ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н, с.н.с. ИБРАЭ РАН Болдырев К.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 89776364170, эл. почта: sobolev@ibrae.ac.ru

Исследование исторических аналогий позволяет высветить многие проблемы, а также определить реальные направления процессов и скорости деградации при прогнозировании эволюции материалов инженерных барьеров безопасности.

В работе проведен обзор доступных публикаций по исследованию природных и исторических аналогов материалов ИББ. Данное исследование является продолжением работы [1] как анализ полученных ранее результатов о деградации материалов.

Проведен анализ скоростей деградации различных материалов, таких как железо, углеродистая сталь, чистая медь и ее сплавы, стекло. В результате анализа данных были выбраны рекомендуемые при проектировании ИББ ПЗРО значения скоростей деградации для трех материалов: углеродистая сталь, медь/сплавы меди, стекло.

Использование рекомендованных значений позволит не только прогнозировать срок службы материалов барьеров безопасности, но и подбирать оптимальные варианты природных условий для размещения ПЗРО. Знания о скоростях деградации позволит экстраполировать эти данные на многие годы вперед и выбрать оптимальное сочетание материалов для мультибарьерной защиты ПЗРО.

Данные, полученные в ходе исследования, будут полезны при:

- идентификации и определении направления процессов, протекающих в системе ИББ ПЗРО
- оценке свойств продуктов деградации материалов барьера безопасности и свойств новообразованных барьеров (слой продуктов коррозии)
- планировании лабораторных экспериментов в ПИЛ
- прогнозировании срока службы систем ИББ.

Литература

1. Болдырев К. А., Соболев Д. А., Кочкин Б. Т., Баринов А. С. Использование результатов изучения природных и исторических аналогов для оценки поведения материалов барьеров безопасности при обосновании безопасности захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы 2022 No 3 (20) С 72—96 DOI: 10 25283/2587-9707-2022-3-72-96

Исследование локализации источника гамма-излучения в районе Метлинского пруда на реке Тече в расчетах методом Монте-Карло

Сошников В.М., техник ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: м.н.с. ИБРАЭ РАН П.А. Кизуб

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел: (951) 326-00-99, эл. почта: soshnikov@ibrae.ac.ru

В 1949-1956 гг. население, проживающее на р. Тече, подвергалось облучению от сбрасываемых в реку жидких радиоактивных отходов (РАО). Реконструкция накопленных доз населением этой когорты, в частности жителей с. Метлино, расположенного на берегах Метлинского пруда (МП) в 7 км от места сброса РАО, является одной из важнейших задач в области радиационной гигиены. В 2007-2021 гг. международной группой ученых был проведен комплекс расчетно-экспериментальных исследований с целью воссоздать мощность дозы (МД) облучения, которому подвергалось население с. Метлино [2]. Результат анализа выполненных измерений оказался довольно неожиданным – накопленная доза (НД) в кирпиче стены зернохранилища, обращенной к МП, возростала с высотой расположения образца в стене.

В данной работе с целью исследования локализации прошлого и настоящего источника гамма-излучения (ИГИ) в районе МП выполнены Монте-Карло расчеты полей МД вблизи пруда. На первом этапе работы для исследования эффекта skyshine на пространственное распределение МД проведены варианты расчеты с помощью аттестованного для таких задач кода TDMCC [3] для:

- простейшей геометрии, когда точечный источник гамма-излучения расположен на поверхности раздела двух бесконечных сред (атмосферы и почвы или атмосферы и воды);
- различных энергетических спектров источника;
- различных влажностей атмосферы;
- различных материалов «подложки».

Анализ полученных результатов показал, что эффект skyshine не может полностью объяснить полученное экспериментальным путем распределение МД по высоте стены.

В связи с этим на втором этапе исследования выполнена серия вариантов расчетов для геометрической модели местности около МП с учетом барьеров, когда точечный моноэнергетический ИГИ располагался в районе частичного оголения донных отложений на различных расстояниях от стены зернохранилища. Расчеты показали, что основным ИГИ в районе стены зернохранилища, существовавшим в прошлом, может быть оголенная поверхность донных отложений на боковом откосе верхнего бьефа дамбы МП в период ежедневного частичного сброса воды, а в настоящее время основным ИГИ является заболоченная береговая полоса в районе дамбы плотины. Такие геометрические положения источника позволяют объяснить известные экспериментальные распределения МД и НД в районе с. Метлино. Полученные результаты могут быть использованы для оценок доз внешнего облучения жителей с. Метлино.

Литература

1. Мокров Ю.Г. Реконструкция и прогноз радиоактивного загрязнения реки Течи. Часть I. Роль взвешенных частиц в процессе формирования радиоактивного загрязнения реки Течи в 1949–1951 гг. // Библиотека журнала "Вопросы радиационной безопасности". № 1. – Озёрск, 2002. – 176 с.
2. Woda C., Hiller M., Ulanowski A. et al. Luminescence dosimetry for evaluation of the external exposure in Metlino, upper Techa River valley, due to the shore of the Metlinsky Pond: A feasibility study // J. of Environmental Radioactivity. – 214–215(2020)106152.
3. Т. В. Семенова, А. К. Житник, Е. В. Артемьева, Н. А. Волков, К. С. Ломтева, О. Н. Шукаева. Верификация программы TDMCC для решения задач радиационной защиты от заданных источников нейтронного и фотонного излучения // Супервычисления и математическое моделирование. - 2018. - №17. - С. 490-498.

Оценка стоимости обращения с РАО в рамках проекта по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии с применением цифрового КИРО

Степанян П.О., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.э.н., зав. лаб. ИБРАЭ РАН Ильясов Д.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (905) 746-00-72, эл. почта: spo@ibrae.ac.ru

В настоящее время проблема оценки объемов образования отходов по уровню удельной активности при выводе из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) является ключевой на этапе планирования и обоснования концепции обращения с РАО. На основании имеющего опыта работ в среднем затраты на обращение с РАО составляют от 30 до 60% (в зависимости от степени загрязненности объекта) от стоимости всего проекта по ВЭ ОИАЭ.

Последние 10 лет широкое применение получают технологии цифрового 3D- и информационного моделирования объектов, в том числе для целей оценок объемов образования отходов различных категорий. При планировании ликвидации ядерно и радиационно опасных объектов в специализированном программном обеспечении строится информационная модель исследуемого объекта (BIM – building information model), которая позволяет систематизировать данные о масса-габаритных характеристиках, степени загрязнения и состоянии строительных конструкций и оборудования (по результатам КИРО).

Для решения задачи оценки объемов образования отходов при ВЭ ЯРОО в настоящий момент разрабатывается программное обеспечение (ПО) «Программа для финансово-экономического планирования работ по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов («Decommissioning Smart Manager»)). [1]

Одним из ключевых функционалов в разрабатываемом ПО является прогнозирование объемов образования отходов в результате выполнения дезактивационных и демонтажных работ строительных конструкций и оборудования и их категорирование (классификация) по удельной активности. На основе данных о радионуклидном составе и активности загрязнений конструкций и оборудования рассчитываются численные критерии отнесения образующихся отходов к отходам с повышенным содержанием радионуклидов и к радиоактивным. Расчет объемов образующихся чистых отходов и категорирование РАО производится на основании действующей нормативно-правовой базы.

В целях формирования технологического процесса безопасного обращения с отходами в ПО предусмотрен модуль «Конструктор для формирования технологических процессов для обращения с отходами». В конструкторе формируется последовательный набор операций вплоть до захоронения РАО для различных категорий и типов образующихся отходов. В ПО внедрена база данных операций (технологий) с указанием необходимого оборудования для их реализации, показатели изменения объемов отходов после реализации технологии и их характеристик, расценки на основе конъюнктурного анализа рынка. Конструктор позволяет оценить общую нагрузку на инфраструктуру, время, затраченное на обращение с отходами в каждом из этапов, что дает возможность рассмотреть несколько сценариев обращения с отходами и выбрать оптимальный вариант.

В разрабатываемом ПО производится анализ неопределённости результатов на основе моделирования методом Монте-Карло и анализ чувствительности получаемых оценок с использованием методов корреляционно-регрессионного анализа и индексов Соболя.

На основании разрабатываемого приложения проводился анализ различных вариантов конечного состояния остановленных ЯРОО организаций Госкорпорации «Росатом», вывод из эксплуатации которых запланирован в рамках ФЦП ЯРБ-2.

Литература

1. Ильясов Д.Ф., Иванов А.Ю., Агафонов Н.П., Михайленко А.А., Овчинников И.Д., Степанян П.О. — Разработка программного обеспечения для оценки стоимости проектов по ликвидации ядерно и радиационно опасных объектов с применением цифрового моделирования // Теоретическая и прикладная экономика. – 2022. – № 4. – С. 67 - 79.

Расчет нестационарного температурного режима элементов ОТВС реактора типа БОР-60, находящейся в газовой среде

Сутягина Р.О., инженер 2 категории АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»

Научный руководитель: нач. лаб. АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» Пахомов И.А.

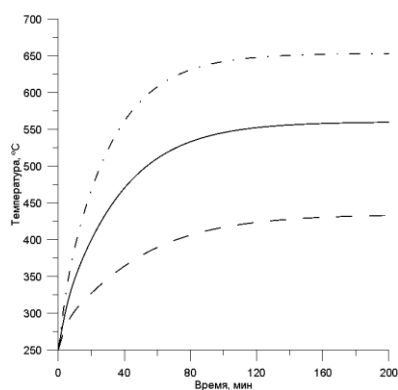
Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского

тел.: (484) 399-85-52, эл. почта: rozykova@ippe.ru

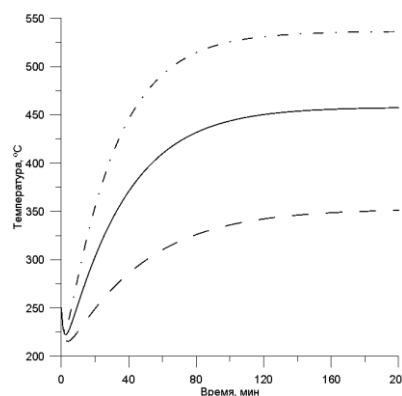
Отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС), транспортируемые в газовой инертной среде, обладают сравнительно высоким остаточным тепловыделением и низкой аккумулирующей способностью, что вызывает опасность перегрева оболочек твэла и их оплавления. Представленные обстоятельства ограничивают время транспортировки сборок. Для определения безопасных условий обращения с ОТВС в газовой среде была разработана методика расчета температурного режима ОТВС. Задача определения температур элементов сборки сводится к решению системы дифференциальных уравнений нестационарного теплообмена первого порядка методом конечных разностей по явной схеме. Расчет проводится для поперечного сечения активной части ОТВС с учетом закона распределения тепловыделения по высоте.

Для реализации методики расчета нестационарного температурного режима элементов ОТВС реактора БН, находящейся в газовой среде была разработана программа «TWSG», предназначенная для определения динамики изменения во времени температуры элементов активной части ОТВС, находящейся в газовой среде, и безопасных временных условий обращения с ОТВС. Рассмотрена реализация данной методики на примере расхолаживания ОТВС типа реактора БОР-60 в среде воздуха. Исходные данные, характеристики ТВС и трубы-гильзы, параметры окружающей среды взяты из [1,2]. Расчет температурного состояния ТВС в газовой среде трубы-гильзы проводился для различных значений мощности остаточного энерговыделения (0,15 – 0,35 кВт/ТВС).

Получены расчетные оценки температур элементов ОТВС в стационарном состоянии при разных значениях остаточного энерговыделения. Графически разность температур элементов ОТВС при различной мощности остаточного энерговыделения ТВС (степень черноты всех элементов ТВС и трубы-гильзы равна 0,35) представлена на рисунках 1 (а,б).



а) оболочка центрального твэла



б) наружная поверхность чехла

Рис.1. Зависимость температуры элемента ОТВС от времени

Литература

1. Корольков А.С. и др. Опыт эксплуатации реакторной установки БОР-60. – Атомная энергия. – 2001. – Т.91. – Вып. 5. – С. 363-369
2. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (Ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). Под общ. Ред. П.Л. Кириллова. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 296 с.

Разработка расчетного алгоритма для оценки безопасности объектов ядерного топливного цикла в случаях нарушения нормальной эксплуатации

Тарганов И.Е., Скворцов М.В., Кошечева А.М.

Научный руководитель: нач. лаб. ФБУ «НТЦ ЯРБ», к.х.н. Родин А.В.

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»

тел.: (499)264-07-96, эл. почта: targanov@secnrs.ru

При переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на радиохимических предприятиях не исключены нарушения нормальной эксплуатации, в том числе проектные и запроектные аварии с выходом радиоактивных веществ и/или ионизирующего излучения за пределы границ безопасности. Первым барьером безопасности являются стенки сосудов (оборудования), трубопроводов, контейнеров. Существенная часть нарушений нормальной эксплуатации связана с разрушением именно первого барьера. Такие нарушения сопровождаются выходом радиоактивных сред в объем помещений, каньонов, зданий и сооружений. Отсутствие литературных данных по выходу радионуклидов (РН) в газовую фазу при нарушении границ первого барьера безопасности и проливе жидких радиоактивных сред при переработке ОЯТ обуславливает целесообразность экспериментального определения долей, переходящих в газовую фазу РН с целью анализа возможных радиационных последствий.

Наибольшую радиационную опасность несут РН, обладающие высокой миграционной способностью, среди них выделяют две группы: легколетучие РН и инертные газы. Также необходимо учитывать возможный выход долгоживущих изотопов актинидов и продуктов деления, нормируемых в сбросах и выбросах радиохимических предприятий [1].

С целью разработки расчетного алгоритма, который можно применять для оценки безопасности объектов ядерного топливного цикла в случаях нарушения нормальной эксплуатации было осуществлено экспериментальное определение скоростей испарения жидкости с поверхности исследуемых растворов и скорости выхода элементов. Состав реальных сред, образуемых при гидрометаллургической переработке ОЯТ, имитировался с помощью стабильных элементов, имеющих схожие химические свойства.

Для определения интенсивности (скорости) выхода i -го элемента (v_i , л/(м²·ч)) учитывали отношение массы i -го элемента, перешедшего в газовую фазу (m_i , г), к его концентрации в исходном растворе ($[i]_{\text{исх р-р}}$, г/л) на единицу площади (S , м²) в единицу времени (τ , ч):

$$v_i = \frac{m_i}{[i]_{\text{исх р-р}} \cdot \tau \cdot S} \quad (1)$$

Уравнение (1) можно преобразовать для оценки активности аэрозолей, образующихся при проливе жидких радиоактивных сред за границы первого барьера безопасности, умножением скорости выхода i -го элемента на его удельную активность.

$$V_{Ai} = v_i \cdot A_i \quad (2)$$

где A_i – объемная активность РН в растворе, Бк/дм³.

С использованием уравнения (2) определено, что наиболее опасной, с точки зрения радиационных последствий, аварией может стать выход за пределы первого барьера безопасности растворов концентрирования и остекловывания высокоактивных радиоактивных отходов со скоростью порядка $10^{11} - 10^{12}$ Бк/(м²·ч) по сумме РН. Экспериментально-расчетным путем получены зависимости скоростей выхода РН при изменении таких параметров, как скорость испарения, температура и состав среды. На основании экспериментальных данных разработан расчетный алгоритм определения потенциальной радиационной опасности в случае нарушения нормальной эксплуатации на объектах переработки ОЯТ.

Литература

1. РБ-106-21. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

Апробация расчетного комплекса ЭКОРАД применительно к задачам обоснования радиационной безопасности ОИАЭ

Титкова Л.Д., младший научный сотрудник ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 276-20-00 доб. 4-92, эл. почта: titkova@ibrae.ac.ru

Обоснование экологической безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) сопряжено с вопросами методического и расчётного характера. Для этих целей в ИБРАЭ РАН разрабатывается программный комплекс по оценке радиационного воздействия на население и биоту (ЭКОРАД) [1].

В состав комплекса ЭКОРАД входят расчётные модули, среди которых: «Экорад-ДС», предназначенный для проведения количественной оценки величины допустимого сброса (ДС) радиоактивных веществ в поверхностные водоемы ОИАЭ, осуществляющих сбросы в водные объекты, и «Экорад-Аква» — для оценки доз облучения населения при потенциальном воздействии радиационного фактора в задачах обоснования радиационной безопасности ОИАЭ. В «Экорад-Аква» реализован расчёт доз для сценариев текущего и ретроспективного загрязнения (по данным мониторинга содержания радионуклидов в водной среде), а также для прогнозных расчётов при оценке долговременной безопасности.

Расчёт в «Экорад-ДС» проводится в соответствии с Методикой [2] и рекомендациями по используемым в расчётах параметрам (РБ-126-21) [3]. В «Экорад-Аква» реализованы подходы к оценке миграции радионуклидов в компонентах окружающей среды и по пищевым цепочкам, а также дозовых нагрузок, изложенные в рекомендациях МАГАТЭ [4].

В рамках апробации «Экорад-ДС» для Калининской АЭС (оз. Удомля и оз. Песьво) проведена оценка нормативов ДС радионуклидов, формирующих более 99% значения дозы облучения для населения. Оценён вклад основных параметров, определяющих значения нормативов в соответствии с критериями, установленными Методикой. Выполнено сравнение результатов расчёта с действующими нормативами ДС.

В части оценок долговременной безопасности для апробации «Экорад-Аква» выбран сценарий поступления радионуклидов из типового пункта хранения РАО (ПХРО) в подземные воды. По результатам предварительно проведённого геомиграционного моделирования, послужившими входными данными для оценки доз, в «Экорад-Аква» выполнены расчёты для сценария ведения фермерского хозяйства и рыболовства в районе размещения ОИАЭ. Получены временные зависимости значений среднегодовой дозы облучения для всех радионуклидов, размещаемых в ПХРО, и возможных путей облучения с оценкой вклада каждого из них в суммарное значение.

Расчёт доз облучения за счёт фактического содержания радионуклидов в водных объектах по натурным данным в «Экорад-Аква» апробирован на примере загрязнения ^{131}I , ^{134}Cs и ^{137}Cs морской воды в первый месяц после аварии на АЭС «Фукусима-Дайити». Облучение населения в таком сценарии обусловлено потреблением морской рыбы и в первый год не превысило 250 мкЗв.

Литература

1. Аракелян А. А., Блохин А. И., Блохин П. А. и др. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО // Радиоактивные отходы. 2022. № 3 (20). С. 107—116. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-3-107-116
2. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей. Утверждена приказом Ростехнадзора от 22 декабря 2016 г. № 551.
3. РБ-126-21. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты». — М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2021. — 39 с.
4. International Atomic Energy Agency (IAEA). Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments/ Technical Reports. — Series № 472. — Vienna: IAEA, 2010.

Моделирование эксперимента по окислению циркониевых оболочек твэлов в паровоздушной среде QUENCH-10 при помощи кода СОКРАТ

Федоров М.С., начальник группы

Научный руководитель: к.т.н., нач. лаб., Меркулов В.В.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский Институт»

тел.: (495) 196-96-35, эл. почта: Fedorov_MS@nrcki.ru

Экспериментальные исследования на установках PARAMETER, QUENCH и CODEX показали, что процессы окисления циркониевых оболочек твэлов в паровоздушной среде обладают рядом отличительных особенностей по сравнению с окислением в паровой среде. Такими особенностями являются кислородное голодание, образование нитридов циркония (азотирование циркониевых оболочек) и последующее окисление нитридов.

Серия экспериментов QUENCH была направлена на изучение процессов, происходящих при повторном заливе оголенной разогретой активной зоны легководных реакторов. При этом большое внимание уделялось процессам генерации водорода вследствие окисления циркониевых оболочек в различных условиях, в том числе при окислении в паровой и паровоздушных средах. Первым экспериментом в серии QUENCH по исследованию окисления циркония в паровоздушной среде был эксперимент QUENCH-10 [1]. В данном эксперименте сборка с разогретыми циркониевыми твэлами-имитаторами предварительно выдерживалась в паровой среде, потом охлаждалась в смеси аргона и воздуха (при этом реализовывалось кислородное голодание), после чего осуществлялся повторный залив сборки. В ходе эксперимента измерялись температуры оболочек на различных высотных отметках, толщины образовавшихся оксидов циркония, масса выделившегося водорода и др.

В данной работе выполнен сравнительный анализ экспериментальных данных QUENCH-10 с результатами расчета, полученными при помощи российского интегрального тяжелоаварийного кода СОКРАТ/B1, дополнительно проведен анализ чувствительности и неопределенности к входным данным. Результаты расчета интегральной массы водорода и температур циркониевых оболочек твэлов хорошо согласуются с экспериментальными данными.

Литература

1. G Schanz, M. Heck, Z. Hozer Results of the QUENCH-10 Experiment on Air Ingress – Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe 2006.

Подходы к моделированию процессов теплопереноса при захоронении РАО с помощью программы COMSOL MULTIPHYSICS

Хабаров С.М., инженер ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Бикбаев А.Р., инженер ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Научный руководитель: нач. лаб. ФБУ «НТЦ ЯРБ» Василишин А.Л.

ФБУ, Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

тел.: (920) 001-17-02, эл. почта: habarov@secnrs.ru

При оценке безопасности пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) особое внимание уделяется проблеме остаточного тепловыделения, вызванного радиоактивным распадом радионуклидов в РАО от переработки ОЯТ.

Анализ процессов переноса тепла производится путем моделирования эксперимента по размещению имитатора невозвратного чехла с бидонами, в которых размещены тепловыделяющие РАО. Для проведения эксперимента создается модель подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) на основании данных, полученных при исследованиях площадки ПИЛ на участке «Енисейский» Нижне-Канского массива [1] и стратегического мастер-плана исследований в обосновании безопасности сооружения, эксплуатации и закрытия ПГЗРО [2]. Помимо модели ПИЛ, создается также модель невозвратного чехла и бидонов с имитатором РАО. Невозвратные чехлы размещаются в выработках ПИЛ.

Остаточное тепловыделение в РАО приводит к повышению температуры в горной породе, что может привести к деформации или полному разрушению выработки с размещенным чехлами РАО. Из-за процессов переноса тепла, происходящих в РАО, необходимо исследовать зависимость температуры в горной породе от времени захоронения отходов, чтобы определить параметры ПГЗРО, отвечающего всем требованиям безопасности.

При моделировании теплопереноса в программном средстве COMSOL MULTIPHYSICS [3] решается нестационарное уравнение теплопроводности:

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} - \lambda \Delta T = q_v, \quad (1)$$

где c – удельная теплоемкость материала, ρ – плотность, λ – коэффициент теплопроводности.

В результате решения уравнения теплопроводности можно обеспечить установление максимальной за все время захоронения РАО температуры, так как мощность внутренних источников тепловыделения уменьшается со временем по экспоненциальному закону. Определение максимальной температуры позволит проанализировать в том числе устойчивость барьеров безопасности ПГЗРО к тепловому воздействию тепловыделяющих РАО [4].

Литература

1. Материалы обоснования лицензии на сооружение не относящегося к ядерным установкам пункта хранения РАО, создаваемого в соответствии с проектной документацией на строительство объектов окончательной изоляции РАО (Красноярский край, Нижне-Канский массив) в составе подземной исследовательской лаборатории (включая предварительные материалы оценки воздействия на окружающую среду) : в 4 т./ разработано ФГУП «НО РАО». - Москва, 2022.
2. Дорофеев А. Н., Большов Л. А., Линге И. И., Уткин С. С., Савельева Е. А. Стратегический мастер-план исследований в обоснование безопасности сооружения, эксплуатации и закрытия пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. — 2017. — № 1. — С. 32—41.
3. Программное обеспечение COMSOL Multiphysics: официальный сайт. - URL: <https://www.comsol.ru/>.
4. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Захоронение радиоактивных отходов. принципы, критерии и основные требования безопасности" (НП-055-14): Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 22 августа 2014 г. № 379 (в ред. Приказов Ростехнадзора от 22.11.2018 № 582, от 18.05.2022 № 163).

Разработка гидропонных растворов с применением микроэлементов в хелатирующей форме

Харитонов А.Э., Пищяева К.В., Мурадян С.А., РХТУ им. Д.И. Менделеева

Научный руководитель: д.т.н., профессор Макарова А.С.

Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева

Тел.: (937) 116-53-39, эл. почта: serdiner2016@yandex.ru

Гидропоника - метод выращивания растений без почвы, который позволяет сократить использование воды, почвы и минимизировать выбросы вредных веществ в окружающую среду (пестицидов и гербицидов). Использование гидропоники вносит весомый вклад в устойчивое развитие, обеспечивая продовольственную безопасность, экономическую эффективность и охрану окружающей среды. Этот метод выращивания позволяет продавать растения без посредников и сокращает расходы на транспортировку. Сокращение затрат на транспортировку также снижает выбросы вредных веществ (парниковых газов) в атмосферу, что влечет за собой снижение добычи углеродсодержащих ископаемых. Это может уменьшить зависимость нашей экономики от нефти и газа, что снизит риски экономических и политических конфликтов. Выращивание растений на территориях с невысокой плодородностью почвы может помочь бедным странам решить проблему продовольственной независимости.

Гидропонный раствор - питательная среда для роста растений, состоящий из макро- и микроэлементов, необходимых для нормального развития растений, такие как азот, фосфор, калий, кальций, магний, железо, марганец, цинк, медь, бор и молибден [1]. Синтез гидропонного раствора включает в себя сочетание различных питательных веществ в нужных количествах для создания сбалансированной смеси, способной поддерживать рост растений. Хелатные комплексы также являются одним из важных элементов гидропонного раствора - формы микроэлементов, используемой в гидропонике для улучшения доступности микроэлементов для растений. Использование отечественного аналога гидропонных растворов позволит снизить стоимость этого метода выращивания растений, который будет иметь большой потенциал в России, особенно в условиях сурового климата и ограниченных земельных ресурсов.

В связи с наложенными санкциями импортные растворы обходятся дороже, чем отечественные из-за стоимости ингредиентов и транспортировки. Однако, импортные растворы имеют более высокое качество и обеспечивают лучшие результаты. Значительным затруднением в разработке нового состава является засекреченная формула и состав готовых импортных растворов у крупных компаний-производителей.

В основе данной научной работы лежит разработка российского аналога гидропонного раствора, который станет основой для выращивания здоровых и питательных растений без почвы, который будет порядком дешевле импортных аналогов, ничем не уступая по качеству и доступности. При разработке отечественного аналога гидропонного раствора следует изучить имеющуюся литературу по гидропонике и выявить наиболее важные элементы, необходимые для роста растений. Затем, необходимо создать специальную гидропонную ферму, где будут проводиться исследования и эксперименты с различными растениями и составами растворов.

Важно отметить, разработка нового состава гидропонного раствора может быть достаточно трудоемкой и необходимо проводить регулярное тестирование и оптимизацию раствора, чтобы гарантировать максимальную эффективность и качество выращиваемых растений. По завершении исследований и экспериментов необходимо провести сертификацию, чтобы убедиться в его безопасности и качестве. Стоимость разработки гидропонного раствора варьируется в зависимости от состава, объема партии, количества проведенных исследований, а также от качества исходных компонентов.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РХТУ имени Д.И. Менделеева в рамках внутреннего инициативного гранта № ВИГ-2022-037.

Литература

1. Jacobson L. Maintenance of iron supply in nutrient solutions by a single addition of ferric potassium ethylenediamine tetraacetate // Plant Physiol. 1951. V. 26. No. 2. P. 411–413. doi: 10.1104/pp.26.2.411

Экономический фактор снижения наработки америция при замыкании ядерного топливного цикла

Хныкина Е.С., аспирант 1 года АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»

Научный руководитель: д.т.н., гнс АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» Усанов В.И.

АО «ГНЦ Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

тел. +7 (484) 399-82-13, эл.почта: eskhnykina@ippe.ru

Одной из ключевых проблем ядерной энергетики сегодня является накопление отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), которое требует особого обращения ввиду высокой активности и тепловыделения. После выделения плутония из ОЯТ на первый план по вкладу в радиотоксичность и тепловыделение РАО выходят минорные актиниды. В качестве основного способа обращения с ними предлагается их трансмутация в короткоживущие продукты деления (ПД) [1]. Тем самым можно приблизить РАО к уровню естественной радиоактивности некоторых природных сред, что является целью безопасного окончательного удаления РАО в Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века [2].

В данном исследовании анализируются экономические аспекты снижения наработки америция как наиболее проблемной фракции МА при переходе от однокомпонентной ядерной энергетической системы (ЯЭС) с тепловыми реакторами к двухкомпонентной системе тепловых и быстрых реакторов. Полученные результаты сопоставляются с данными российских специалистов и данными, представленными специалистами Европейского союза в отчете по проекту МАГАТЭ/ИНПРО SYNERGIES [3]. В работе рассматриваются два способа снижения наработки америция. Первый способ – замыкание топливного цикла по плутонию – заключается в использовании плутония из ОЯТ тепловых реакторов в реакторах БН с допустимым коротким временем изготовления МОКС топлива, при котором основная масса Pu-241 не успевает превратиться в америций. Второй способ состоит в трансмутации америция. Исследование проводилось на основе математического моделирования топливного цикла ЯЭС с использованием кода CYCLE. Основой для построения сценариев служила дорожная карта ввода/вывода энергоблоков Росэнергоатома.

По результатам исследования, эффективность снижения наработки америция при замыкании ЯТЦ по плутонию в быстрых натриевых реакторах сопоставима по величине с гомогенным вариантом трансмутации. Замыкание топливного цикла по плутонию с допускаемой выдержкой ОЯТ РТН и изготовлением МОКС топлива, не требует дополнительных затрат, реализуется уже сегодня и будет особенно эффективно на этапах ввода быстрых реакторов в ЯЭС, когда для первоначальных загрузок РБН требуется большое количество плутония. Основной же причиной высокой стоимости трансмутации америция является его незначительное количество, которое допускается требованиями ядерной и радиационной безопасности в виде добавки к базовому топливу, а также низкая доля выжигания. Удельная стоимость трансмутации америция для реактора типа БН-1200 составляет ~ 0,5 млн. долл. 2023 /кгAm. Также при замыкании в регенерированном топливе сохраняется ценный изотоп Pu-241, деление которого позволит получить дополнительную энергию. Однако замыкания по плутонию недостаточно для отсутствия накопления америция. Сочетание замыкания по плутонию и трансмутации могло бы существенно повысить темпы снижения наработки америция в ЯЭС, но оцененные затраты на трансмутацию в рассмотренном гомогенном варианте могут значительно ухудшить экономические показатели быстрых натриевых реакторов. Для экономически приемлемого решения проблемы по предотвращению накопления Am за счет замыкания ЯТЦ по плутонию следует продолжить поиск эффективных способов его трансмутации в быстрых реакторах или в специализированных системах.

Литература

1. Коробейников В.В., Колесов В.В., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М. Исследования возможности выжигания и трансмутации Am-241 в реакторе с америциевым топливом // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2019. – Вып. 2, С.153-163.
2. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. – М.: ФГУП «ЦНИИ-АТОМИНФОРМ», 2001. – 65 с.
3. IAEA, Enhancing benefits of nuclear energy technology innovation through cooperation among countries: final report of the INPRO collaborative project SYNERGIES. IAEA Nuclear Energy Series NF-T-4.9, 2018. – Электронный ресурс: <http://www.iaea.org/INPRO/CPs/SYNERGIES/index.html> (10.02.2023).

Эффективность трансмутации минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах при различных критериях

Хомяков А.Ю., аспирант НИЯУ МИФИ

Научный руководитель: д.ф.-м.н. зам. директора института Тихомиров Г.В.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

тел.: (910) 545-42-19, эл. почта: AYKhomyakov@mephi.ru

Радиоэкологическая опасность долгоживущих радиоактивных отходов (РАО), образующихся после переработки отработавшего ядерного топлива в значительной степени может определяться минорными актинидами (МА), т.е. нуклидами Np, Am и Cm. Трансмутация МА с использованием специализированных реакторов-выжигателей рассматривается в качестве одной из мер снижения опасности РАО, возвращаемых в окружающую среду для окончательной изоляции.

Альтернативным решением является использование для выжигания МА энергетических реакторов атомных электростанций, в первую очередь на быстрых нейтронах, перспектива масштабного внедрения которых в настоящее время весьма высока. Во многих исследованиях используются различные числовые критерии эффективности мер по выжиганию МА, например, снижение массовых характеристик или активности РАО, тепловыделения или потенциальной биологической опасности [1-3].

Расчетные исследования нуклидной кинетики уран-плутониевого топлива быстрого натриевого реактора большой мощности 1200 МВт с использованием комплекса SCALE-6.2.4 предсказывают накопление МА в относительно небольших концентрациях порядка 0,1% и 0,4% для Np и Am соответственно. Однако за время полного жизненного цикла реактора общее накопление этих нуклидов составит более 1,5 т. Теоретическая эффективность утилизации МА существенно зависит от критерия и времени выдержки и может составить от 10 до 100 раз по критериям тепловыделения и ПБО, в то время как активность РАО может определяться осколками деления и изотопом ^{14}C и слабо зависит от обращения с МА.

Расчеты многократного повторного рецикла показывают возможность работы быстрого реактора в режиме трансмутатора собственных МА с расчетной эффективностью от 8 до 80 раз с учетом утилизации продуктов распада изотопов Cm. В результате расчетного анализа определено, что эффективность трансмутации МА при этом ограничена принятой величиной очистки РАО от изотопов плутония. При увеличении степени очистки РАО от Pu до 0,01% потенциальная биологическая опасность РАО будет определяться МА и эффективность их трансмутации составит не менее 80 раз.

Быстрый энергетический реактор помимо сжигания собственных МА может утилизировать и накопленные в отработавшем топливе тепловых реакторов запасы плутония и МА. Моделирование многократного рецикла плутония, нептуния и америция, выделенных из ОЯТ реакторов ВВЭР показало возможности утилизации от 20 до 100 кг Am в среднем в год на один реактор мощностью 1200 МВт.

Масштаб практической утилизации МА определяется технологическими возможностями введения МА в состав топлива быстрого реактора, а также возможностями логистики топлива с МА. Моделирование свойств отработавшего топлива показало рост величины остаточного тепловыделения стандартной ТВС с увеличением концентрации Am в топливе из-за образования изотопа ^{242}Cm . Это может либо ограничивать допустимую долю Am в топливе, либо требовать большей выдержки ОЯТ до выгрузки и переработки.

Литература

1. Ашраф О., Тихомиров Г.В. Методика оценки эффективности трансмутации долгоживущих минорных актиноидов // Ядерная физика и инжиниринг. 2021. Т. 12. № 1. С.10-15.
2. Габараев Б.А., Ганев И.Х., Лопаткин А.В. Потенциальная биологическая опасность урана, используемого в ядерном топливном цикле // Атомная энергия. 2004. Т. 96. № 6. С. 462-468
3. Лопаткин А.В. Топливный цикл крупномасштабной ядерной энергетики России на принципах топливного и радиационного баланса и нераспространения // Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук (на правах рукописи), ОАО «НИКИЭТ», Москва, 2013

Учет неопределенностей при оценке дозовых нагрузок в районах расположения объектов использования атомной энергии

Чеботарев И.В., студент 5 курса МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Свительман В.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл.почта: chebotarev.iv@phystech.edu

Обоснование долговременной безопасности представляет собой всесторонний анализ выполнения природными и инженерными барьерами их функций безопасности и оценки влияния на окружающую среду на протяжении длительного времени, и учет неопределенностей – базовый элемент процесса формирования доверия к таким оценкам [1].

Согласно требованиям нормативно-правовых документов в части обоснования долговременной безопасности объектов ядерного наследия, необходимы оценки доз облучения для населения на всём периоде потенциальной опасности [2]. В нормативных документах также утверждены критерии, с которыми затем сравниваются расчётные значения.

В ИБРАЭ РАН разрабатывается система расчетных кодов, предназначенных для численной оценки долговременной безопасности [3]. В частности, расчетный комплекс ЭКОРАД [4] служит инструментом для оценки доз облучения человека и биоты, а расчетный комплекс MOUSE [5] реализует возможности учета неопределенностей. Данная работа посвящена интеграции и отладке взаимодействия двух этих программных средств.

В качестве практического примера рассмотрена задача анализа долговременной безопасности типового ПЗРО. Исходными данными послужили предварительно рассчитанные результаты геомиграционного моделирования, учитывающие инженерные барьеры и среду, окружающую ПЗРО. На основе этих данных с помощью вариации набора коэффициентов перехода из почвы в растительную и мясомолочную продукцию были проведены множественные вычисления в ЭКОРАД, давшие спектр выходных значений дозовых нагрузок по отдельным путям облучения. В данном случае особенностями было существенное количество варьируемых неизвестных параметров (8 для каждого радионуклида) [6] и многомерность анализируемой выходной величины (набор временных рядов для каждого радионуклида и пути облучения). Результаты продемонстрировали возможность реализации оценок неопределённости при расчёте доз облучения и их интеграции в работу комплекса ЭКОРАД, а также проведения анализа чувствительности.

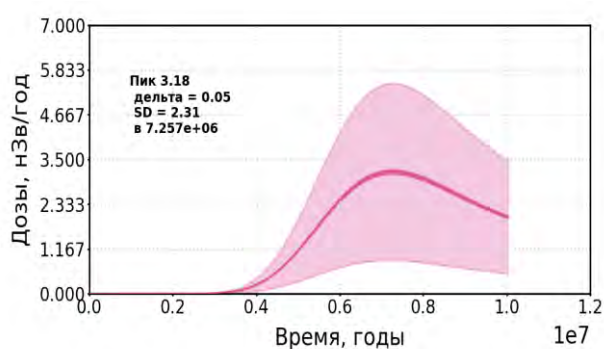


Рис.1. Суммарная доза



Рис.2. Чувствительность суммарной дозы

Литература

1. Е.А. Савельева, В.С. Свительман «Обращение с неопределенностями в задачах расчетного обоснования долговременной безопасности.»// «Радиоактивные отходы», 2022, №20,с.61-71.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности"(НП-055-14)
3. Аракелян А. А., Блохин А. И., Блохин П. А., Ванеев Ю. Е., Казиева С. Т., Кизуб П. А., Кондаков В. Г., Панченко С. В., Сипачёв И. В. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО // Радиоактивные отходы. 2022. № 3. С. 107-116. <https://doi.org/10.25283/2587-9707-2022-3-107-116>.
4. Нужный А.С., Савельева-Трофимова Е.А., Свительман В.С., Горелов М.М., Рукавичникова А.А. «Расчетный комплекс для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности MOUSE. Версия 1.0».

Стохастический и детерминистический методы для оценки неопределенности в расчетах нуклидной кинетики кода SUN

Чертовских О.И., аспирант 2 года НИЯУ МИФИ

Научный руководитель: н.с. ИБРАЭ РАН Белов А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-31, эл. почта: chertovskih@ibrae.ac.ru

В настоящее время существует определенный интерес исследователей к построению оценки неопределенности вычисляемых параметров. Толчком к этому послужила концепция BEPU (Best-Estimate Plus Uncertainty), одна из целей которой – снижение уровня консерватизма, принятого при проектировании ОИАЭ, которое достигается за счет проведения моделирования процессов и явлений с помощью кодов улучшенной оценки с обязательным проведением оценки неопределенности вычисляемых параметров [1].

Детерминистические методы оценки неопределенности основаны на вычислении коэффициентов чувствительности интересующих функционалов к исходным параметрам. Для нахождения матрицы погрешности применяется т.н. сэндвич-формула (в линейном приближении) [2]:

$$\sigma = \vec{S}^T \cdot W \cdot \vec{S},$$

где $\vec{S}$ – вектор, содержащий т.н. коэффициенты чувствительности,

W – относительная матрица ковариации исходных данных.

Стохастические методы основаны на формировании выборок исходных параметров по заданным функциям плотности вероятности, проведении многовариантных расчетов и статистической обработке их результатов [3]. При использовании стохастического метода неопределенностью будет являться интервальная оценка выборки.

В коде SUN (от англ. Sensitivity and Uncertainty analyses) для анализа чувствительности и оценки неопределенности реализованы следующие распределения для формирования выборок исходных параметров: равномерное, нормальное, логнормальное и многомерные вариации для перечисленных распределений. Код SUN предоставляет возможность оценки неопределенности зависимых параметров посредством розыгрыша по многомерным распределениям и оценки неопределенности при высоких величинах погрешностей посредством розыгрыша по логнормальному распределению, в ходе которого генерируемые случайные величины не попадают в область отрицательных значений.

В таблице 1 перечислены источники погрешности, оцениваемые в этой работе, и методы, применяемые для оценки. В качестве тестового примера рассматривается расчет эволюции нуклидного состава при облучении топливной сборки в спектре нейтронов, характерном для быстрых реакторов.

Таблица 1. Оцениваемые источники погрешности

Величина/Метод	Монте-Карло	Коэффициенты чувствительности
Состав топлива	+	+
Плотность потока нейтронов	+	+
Однотрупповые сечения	+	+
Коэффициент ветвления реакции (ρ , γ) на ^{241}Am	+	+

Литература

1. IAEA, 2008, “Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation. Safety Reports” Series No. 52. International Atomic Energy Agency, Vienna.
2. Ji Ma, Chen Hao, Lixun Liu, Yuekai Zhou, "Perturbation Theory-Based Whole-Core Eigenvalue Sensitivity and Uncertainty (SU) Analysis via a 2D/1D Transport Code", Science and Technology of Nuclear Installations, vol. 2020
3. Перегудов А.А., Андрианова О.Н., Мантуров Г.Н., Раскач К.Ф., Семенов М.Ю. Использование метода GRS для оценки погрешности нейтронно-физических характеристик перспективного быстрого реактора. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 2. – С. 90-98

Геоэкологическое исследование состава вмещающей породы при строительстве подземной исследовательской лаборатории

Чушаева Е.С.², Кустикова Е.А.²

Научный руководитель: к.т.н., директор Красноярского филиала ИБРАЭ РАН Озерский Д.А.

¹Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

²Политехнический институт Сибирского федерального университета

тел.: (923) 520-65-36, (902) 992-47-15 эл. почта: liza.ryzhkova.1999@mail.ru, elizaveta.kustikova@mail.ru

Вмещающие породы образуются при горной проходке горных выработок для строительства подземных сооружений, а также в ходе разработки открытым и закрытым способом месторождений полезных ископаемых [2]. Подземная исследовательская лаборатория, которая будет построена в Красноярском крае, в соответствии с недропользовательским законодательством относится к категории подземных сооружений на участке недр, не связанном с добычей полезных ископаемых. Буровзрывной способ проходки подземных выработок в кристаллических породах данного участка недр обусловит получение и дальнейшее складирование крупнообломочной массы горной породы свыше 1,1 млн. м³.

Главным законодательным противоречием при обращении с отходами проходческих мероприятий является их отсутствие в Федеральном классификационном каталоге отходов (ФККО). Блок отходов 20000000000 – Отходы добычи полезных ископаемых [1], в своем составе на сегодняшний день не содержит группы отходов при проходке подземных горных выработок и недропользователь обычно использует коды других групп, что не вполне приемлемо.

Отходы проведения проходческих работ при строительстве подземных сооружений, по сути, не относятся ни к одной из групп в ФККО, так как строительство подземного сооружения не является добычей. Это разные отходы, которые могут содержать в своем составе широкий перечень минералов различного состава, в первую очередь зависящих от свойств горной породы и параметров буровзрывных работ, поэтому возникает необходимость формирования отхода вмещающих пород при проходке горных выработок и внесения в ФККО отдельной группой. Необходимость его отдельной паспортизации выражается еще и в том, что этот отход, в соответствии с проектными решениями, скорее всего, подлежит захоронению, т.к. его использование не предусмотрено.

Для этого необходимо провести паспортизацию отхода и рассчитать класс опасности на основании его химического состава или провести биотестирование (процедура лабораторного определения класса опасности отходов).

Класс опасности отходов, не включенных в ФККО, рассчитывается на основании Критериев отнесения отходов к I – V классам опасности по степени негативного воздействия на окружающую среду, утвержденных Приказом Минприроды России от 04.12.2014 № 536. Состав отходов вмещающих пород от проходки подземных сооружений при строительстве подземной исследовательской лаборатории определен на основе химических исследований горной породы, полученных при геологическом изучении недр участка и инженерных изысканиях. В его составе присутствуют такие минералы, как актинолит, роговая обманка, кварц, гранат, биотит и реже апатит, эпидот, хлорит. При спектрометрическом анализе в элементном составе обнаружены: макрокомпоненты – Si, Fe, Al, Ti. А также микроэлементы, которые могут определять токсичность: В, Zn, Mn, Ba. Степень опасности отхода для окружающей среды при расчете по методике находится в пределах 1~10 ед, что соответствует V классу опасности

Расчет класса опасности по утвержденной методике позволяет отнести отходы вмещающих пород от проходки подземных сооружений к практически неопасным отходам, что позволяет размещать его в ОРО без ограничений. Тем не менее, для законодательно приемлемого обращения с ним необходимо его верно паспортизировать, а также гарантировать его захоронение с соблюдением всех норм природоохранного законодательства.

Литература

1. Алыкова О.И. Рекультивация карьеров с использованием отходов. Правовая неопределенность. // Экология производства, №8, 2018.
2. Озерский Д.А., Иванюшин И.Ю. Правовой статус отходов вскрыши месторождений полезных ископаемых. // Экологические проблемы природо- и недропользования. Наука и образование. «ЭКОГЕОЛОГИЯ – 2018», СПбГУ, Санкт-Петербург, 2018.

Анализ возможности возникновения порогового эффекта при внешних воздействиях для приреакторного бассейна выдержки на АЭС с ВВЭР

Шайхутдинов Т.Р., лаборант-исследователь НИЦ «Курчатовский институт»

Научный руководитель: нач. групп. НИЦ «Курчатовский институт» Федоров М.С.

Научный руководитель: к.т.н. нач. лаб. НИЦ «Курчатовский институт» Меркулов В.В.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский Институт»

тел.: (495) 196-96-35, эл. почта: Fedorov_MS@nrcki.ru

Обеспечение безопасности является важной задачей при проектировании и строительстве АЭС. В соответствии с федеральными нормами и правилами [1] разработка проектной документации АЭС должна быть основана на консервативном подходе, при этом должны быть предусмотрены меры, направленные на исключение порогового эффекта для АЭС с реакторной установкой (РУ) типа ВВЭР. Понятие «пороговый эффект» трактуется как существенное скачкообразное ухудшение безопасности (СУБ) энергоблока атомной станции, вызванное небольшим изменением параметра.

В 2021 г. в России была разработана методика выявления возможности проявления пороговых эффектов на АЭС с ВВЭР (далее – Методика). Методика определяет алгоритм анализа возможных СУБ для перечня внешних и внутренних воздействий для всех возможных мест расположения ядерного топлива на АЭС. В 2021-2022 гг. Методика была частично апробирована для проекта РУ В-510, а в настоящее время планируются работы по выявлению возможности порогового эффекта для проекта РУ В-320.

В данной работе проведен анализ возможности возникновения порогового эффекта в соответствии с Методикой в приреакторном бассейне выдержки на АЭС с РУ ВВЭР-1000/320 для случая аварийной выгрузки активной зоны. В работе представлен алгоритм выбора внешних воздействий, приведены результаты анализа для выбранных внешних воздействий для СУБ «Охлаждение облученного топлива потерянью или ограничено во времени».

Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15)»: Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. N 522.

Подходы к геомиграционному моделированию в рамках оценки долговременной безопасности и реабилитации территории правого берега р. Москвы

Ширнин М.Ю., инженер ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 276-20-00, эл. почта: shirnin@ibrae.ac.ru

Производственная деятельность завода АО «Московский завод полиметаллов» (АО «МЗП») особенно в начальный период имела и свою обратную сторону – загрязнение территории завода и прилегающих территорий различными химическими элементами, включая и радиоактивные.

На АО «МЗП» с конца 90-х годов был выполнен комплекс работ по обследованию, дезактивации, сносу радиационно-опасных зданий, а также дезактивации и реабилитации территории всей промплощадки. Однако за пределами промплощадки завода остались участки территории, на которых сохранились следы загрязнений от прошлой деятельности.

Для расчетов миграции радионуклидов в геологической среде до зоны разгрузки (р. Москва) была создана трехмерная геофильтрационная и геомиграционная модель территории склона, расположенной за пределами промплощадки. Задача трехмерного моделирования решалась с использованием расчетного кода GeRa [1].

В геологическом строении участка работ до глубины 40 м принимают участие породы юрской и четвертичной систем. В гидрогеологическом отношении район исследований относится к Московскому артезианскому бассейну. Гидрогеологические условия территории определяются как довольно сложные, с неоднородным литолого-генетическим строением отложений, которые представлены переслаиванием водовмещающих и водоупорных толщ.

Водовмещающие отложения имеют значительную фильтрационную неоднородность как в плане, так и по вертикали. Существенное влияние на гидрогеологические условия оказывают антропогенные процессы, связанные с засыпкой территории, застройкой зданиями и сооружениями с глубокими подземными частями, с прокладкой новых инженерных сетей.

Моделирование распространения радионуклидов, содержащихся в грунтах, выполнялось для различных источников загрязнения – участков сильно загрязнённого грунта (СЗГ) и участков радиационно загрязненного грунта (РЗГ). Разработанная модель многовариантна и позволяет включать/отключать источники в зависимости от рассматриваемого сценария.

Полученные результаты моделирования легли в основу оценок доз облучения и будут использоваться при обосновании варианта реабилитации правого берега р. Москвы, прилегающего к промплощадке АО «МЗП».

Литература

1. Капырин И.В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ. // Радиоактивные отходы, 2022, №2 (19), с.105-115.

Расчётные оценки радиационной обстановки внутри и вокруг хранилища отработавшего ядерного топлива

Шурыгин Р.Е., Блохина Г.С.,

Научные руководители: н.с. ИБРАЭ РАН Белов А.А., к.т.н. н.с. ИБРАЭ РАН Колташев Д.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7(495) 955-23-96, эл. почта: shurygin@ibrae.ac.ru

Расчётные оценки радиационной обстановки, а именно мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД), внутри и вокруг хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) при различных вариантах размещения в нем транспортных упаковочных комплектов (ТУК), содержащих отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) быстрого реактора со свинцовым теплоносителем, производятся в целях обоснования безопасности требований НП-018-05 [1] в части использования ТУК.

В рамках данной работы требовалось выполнение расчётных оценок МАЭД от 3 источников излучения: источник нейтронов от отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), источник фотонов от ОЯТ и источник фотонов от стальных конструкций ТВС. Также в рамках данной работы предполагалось создание программы для обработки больших массивов данных и их графической визуализации для облегчения восприятия.

Для выполнения расчётов использовался аттестованный код MCU-FR [2] на основе метода Монте-Карло.

Проведены методические исследования оценки МАЭД для ТУК в приближении реальной геометрии с ТВС в потвзльном представлении и в упрощенной геометрии. На основе анализа результатов выбрана модель ТУК в упрощенной геометрии.

Выполнены 6 вариантов расчётов: для трех компоновок ХОЯТ с двумя различными видами грузов. Время счёта каждого из вариантов составило от нескольких дней до месяца в многопоточном режиме расчёта.

Создан код на языке python для обработки результатов расчёта и графической визуализации. Данный инструмент позволил наглядно отобразить распределение МАЭД вблизи ТУК, внутри ХОЯТ и за его пределами.

Результаты, полученные в рамках данной работы, могут использоваться для обоснования безопасности ХОЯТ в части использования ТУК, а также в других проектах лаборатории, посвящённых оценке радиационной обстановки внутри и вокруг различных объектов ядерного топливного цикла.

Работы выполнены в рамках договора от 29.03.2022 №06/ЭСМ-03/22 в рамках государственного контракта от 23.04.2021 №Н.4о.241.19.21.1094.

Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомных станций с реакторами на быстрых нейтронах" от 1.05.2006 № НП-018-05 // Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. – 2005
2. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «Программа, предназначенная для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов и электронов аналоговыми и весовыми методами Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных в системах с трехмерной геометрией. Версия 1.0» (MCU-FR с банком данных MDBFR60). Рег. № 501 от 14 декабря 2020 г. – М.: НТЦ ЯРБ, 2020.

Расчетный теплогидравлический код SubChannel-Na, основанный на ячейковом приближении и трехжидкостной модели двухфазного течения

Энзель М.И., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: науч.сопр. ИБРАЭ РАН Грудцын Я.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (985) 034-18-26, эл. почта: maxevere@ibrae.ac.ru

Отвод тепла из активной зоны реактора в значительной степени определяет безопасность всей атомной станции, особенно в случае нарушения режимов нормальной эксплуатации. Это обстоятельство вызывает повышенные требования к точности моделирования двухфазного теплообмена на уровне ТВС. Одним из методов теплогидравлического расчета, позволяющих обеспечить необходимую точность для двухфазных потоков и приемлемую скорость расчета, является ячейковое (или поканальное) приближение. Актуальность данного метода расчета и отсутствие аттестованных отечественных программ, предназначенных для динамического моделирования двухфазных натриевых потоков, послужили причиной разработки в ИБРАЭ РАН ячейкового кода SubChannel-Na.

В приближениях кода SubChannel-Na ТВС разделяется на каналы стандартной формы по сечению сборки (для треугольной решетки стержней принято выделять центральные, боковые и угловые каналы), между которыми происходит обмен массой, энергией и импульсом. При этом каналы по высоте разбиваются на ячейки, связанные между собой через продольные соединения. Межканальное взаимодействие происходит через поперечные соединения.

В коде SubChannel-Na решаются уравнения сохранения массы, энергии и импульса в продольном и поперечном направлениях, записанные для каждой фазы теплоносителя. Первые два уравнения записываются для ячеек, третье – для продольных соединений, четвертое – для поперечных соединений.

Для более точного моделирования дисперсно-кольцевого режима в коде SubChannel-Na используется трёхжидкостная модель, то есть в двухфазном натриевом потоке теплоносителя выделяются: газовая фаза, жидкая фаза (пристенная пленка) и дисперсная часть, состоящая из капель. Использование такого подхода позволяет определять наступление кризиса осушения без привлечения эмпирических соотношений для критического балансного паросодержания.

Для оценки неопределенностей расчета полей температуры и давления теплоносителя была проведена валидация кода SubChannel-Na на экспериментах с кипением натрия: в 7-стержневой сборке [1] и в 19-стержневой сборке [2]. Также проводилась валидация на эксперименте с центральной и угловой блокировкой в 37-стержневой сборке [3].

По результатам расчетов было получено, что данные по температурам натрия в различных каналах сборок в случае кипения согласуются с результатами расчетов кодом SubChannel-Na с приемлемой точностью. Для эксперимента с блокировкой было выявлено, что для согласования с возникающим в эксперименте обтеканием в области за блокировкой необходим выбор подходящей реализации конвективных слагаемых. Их коррекция позволила достичь приемлемой точности в определении поля температур теплоносителя.

Литература

1. Aberle J. et al. Sodium boiling experiments in a 7-pin bundle under flow rundown conditions. – Kernforschungszentrum Karlsruhe, 1976.
2. Kikuchi Y., Haga K. Sodium boiling experiments in a 19-pin bundle under loss-of-flow conditions //Nuclear Engineering and Design. – 1981. – Т. 66. – №. 3. – С. 357-366.
3. Uotani M. et al. Local flow blockage experiments in 37-pin sodium cooled bundles with grid spacers. – 1978.

**ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ
УЧРЕЖДЕНИЕ НАУКИ
ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК**

**СБОРНИК ТЕЗИСОВ XXII НАУЧНОЙ ШКОЛЫ
МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ ИБРАЭ РАН**

23-24 мая 2023 г.

под общ. ред. акад. РАН Л. А. Большова

Оригинал-макет подготовлен ИБРАЭ РАН
Иллюстрации приведены в авторской редакции

Электронное издание

Формат 60×90¹/₈.

Гарнитура «Times New Roman», «Arial»

Уч.-изд. л. 8,33. Усл.-печ. л. 15,5.