Секция 4 Проблемы ядерной энергетики

Облачные скопления - как способ защиты от радиации

Деманова В.В., Орлова К.Н., Градобоев А.В.
Юргинский технологический институт (филиал) Томского политехнического университета, г. Юрга, Россия
E-mail: vikademanova19@gmail.com.

Нахождение действенных методов защиты от радиации – актуальная проблема современного общества. По данным Международной комиссии по радиологической защите, в большинстве стран, в том числе России[1], источники ионизирующего излучения природного происхождения создают около 50% средней дозы облучения человека

Экранирование - это один из инженерных способов защиты от ионизирующего излучения. Одним из экранов природного характера являются облачные скопления.

С помощью современных технологий, искусственное создание облачных скоплений стало реальностью. [2] Впервые рукотворная копия облака была презентована на выставке Expo-2002 и сейчас располагается в Швейцарии, на озере Невшатель. Физические свойства такого искусственного облака идентичны свойствам своего небесного аналога. Создание искусственных облачных скоплений позволяет решать ряд социальных проблем [3], к примеру в поглощении длинноволновой радиации важную роль играет водяной пар: чем больше в атмосфере водяного пара, тем меньше прямой радиации доходит до Земли при прочих равных условиях, однако публикаций об использовании данной технологии для защиты от ЧС и расчеты ее эффективности отсутствуют. Исходя из вышеизложенного, была сформулирована цель и задачи исследования.

Цель исследования: определить способность облачности экранировать и задерживать гамма-излучения.

Задачи:

- Определить мощность дозы гамма-излучения в ясную погоду
- Определить мощность дозы гамма-излучения в слабо облачную погоду
- Определить мощность дозы в сильно облачную погоду
- Проанализировать поглощающую способность облачности на примере космического излучения.

Существуют прямые или опосредованные физические связи между гелио- и геофизическими процессами. Земля получает от Солнца не только свет и тепло, обеспечивающие необходимый уровень освещённости и среднюю температуру её поверхности, но и подвергается комбинированному воздействию ультрафиолетового и рентгеновского излучения, солнечного ветра, солнечных космических лучей. Особенно уровень радиации повышается в моменты, когда на Солнце происходят вспышки с последующим выбросом в открытый космос радиационных частиц.

Последовательность событий в системе Солнце-Земля можно проследить, наблюдая цепочку явлений, сопровождающих мощную вспышку на Солнце - высшее проявление солнечной активности. Последствия вспышки начинают сказываться в околоземном пространстве почти одновременно с событиями на Солнце (время распространения электромагнитных волн от Солнца до Земли - чуть больше 8 минут). В частности, ультрафиолетовое и рентгеновское излучение вызывает дополнительную ионизацию верхней атмосферы, что приводит к ухудшению или даже полному прекращению радиосвязи (эффект Деллинджера) на освещённой стороне Земли.

Космическая радиация врезается в верхние слои атмосферы Земли, которая обеспечивает эффективную защиту для всего живого, не пропуская большую часть радиоактивных частиц. Галактическое космическое излучение обусловлено процессами, сопровождающими эволюцию звезд и состоит, в основном, из высокоэнергетичных протонов, легких и тяжелых ядер, попадающих в Солнечную систему из межзвездного пространства. Особо мощные вспышки излучения наблюдаются при взрывах сверхновых. Точного представления о том, какие процессы могут приводить к ускорению частиц до рекордных энергий (до 1020 МэВ), пока не существует.

В зависимости от происхождения и условий формирования все космическое излучение можно подразделить на:

1. «Солнечный ветер» (СВ) постоянный поток высокотемпературной плазмы в межпланетном космическом пространстве, обусловленный непрерывным расширением солнечной короны. СВ представляет собой низкоэнергетическую часть корпускулярного излучения Солнца (Е десятков КэВ).

2. Солнечные космические лучи (СКЛ) с Е от 0,1 МэВ до сотен МэВ (но иногда и до нескольких десятков ГэВ) генерируются при вспышках на Солнце, которые наблюдаются в виде гигантских протуберанцев над его поверхностью. Природа вспышек связана с выбросов из глубин солнечного вещества и его взаимодействия с мощнейшим магнитным полем Солнца. Максимальной яркости протуберанцы достигают примерно за 10 минут, а затем медленно гаснут. При вспышках испускается громадное количество энергии в виде электромагнитного (в диапазоне от видимого до рентгеновского) и корпускулярного излучения. Активность Солнца подвержена циклическим вариациям с периодом около 11 лет. Основная доля частиц, долетающих при вспышках до Земли протоны, но есть также небольшое количество легких ядер (изотопы водорода, ядра гелия). Спектр ~ Е-(2-5). Нейтронов в СКЛ на орбите Земли практически нет, т. к. они успевают распасться за время полета от Солнца до Земли. Реально, земную орбиту могут достигнуть только нейтроны с энергией более 150 МэВ за счет релятивистского замедления времени. Запаздывание прихода СКЛ на Землю составляет от нескольких десятков минут до нескольких часов в зависимости от средней энергии потока. Длительность солнечных вспышек обычно не превышает нескольких суток, однако потоки корпускулярного излучения при этом могут быть весьма значительными. За время наблюдения регистрировались вспышки, при которых мощность поглощенной дозы вблизи Земли увеличивалась в несколько сотен раз (наиболее мощная вспышка была в 1973 г.).

Солнце также является источником электромагнитного и корпускулярного излучения (постоянный солнечный ветер и спорадические вспышки на Солнце, порождающие мощные потоки корпускулярного излучения). Солнечная радиация – энергичные заряженные частицы— электроны, протоны и ядра, инжектированные Солнцем в межпланетное пространство. Солнечная активность (и зависящая от него интенсивность галактического космического излучения) подвержены периодическим колебаниям (циклам). Магнитное поле Земли и газовая атмосфера служат естественной защитой от космического излучения.

3. Галактические космические лучи (ГКЛ) рождаются в глубоком космосе и отличаются сложным компонентным составом. “Возраст” ГКЛ, приходящих в Солнечную систему, составляет 2,5 – 33 млн. лет. Предполагается, что частицы с относительно небольшой энергий приходят из нашей галактики, а частицы сверхвысоких энергий имеют внегалактическое происхождение. Угловое распределение ГКЛ практически изотропно. Энергетический спектр ГКЛ простирается до десятков ТэВ/нуклон. Вследствие распада нейтронная компонента космических лучей в их составе практически отсутствует за пределами земной атмосферы. В составе ГКЛ содержатся электроны (1 %), протоны (70 %), легкие и тяжелые ядра различных элементов. [4].

Галактическая радиация – ядра различных химических элементов с кинетической энергией более нескольких десятков МэВ/нуклон, а также электронов и позитронов с Е >10 МэВ. Космические лучи состоят из атомных частиц высоких энергий, около 87% которых составляют протоны. Около 11% из них альфа-частиц, примерно 1% более тяжелые атомы, а остальные 1% являются электроны. В атмосфере «солнечные» частицы производят каскады ядерного взаимодействия, которые дают много вторичных частиц, которые играют важную роль в производстве космических радионуклидов. В основном вторичным продуктом распада большинства космических частиц будет являться гамма-излучение.

Суммарная радиация - это сумма прямой (на горизонтальную поверхность) и рассеянной радиации. Состав суммарной радиации, т. е. соотношение между прямой и рассеянной радиацией, меняется в зависимости от высоты солнца, прозрачности, атмосферы и облачности.

При прохождении излучения через атмосферу наблюдаются высотный, барометрический и геомагнитный эффекты:

Высотный эффект – зависимость интенсивности излучения I от высоты точки наблюдения над уровнем моря H. Чем выше точка наблюдения, тем больше будет вклад космического излучения. Наблюдения проводились на высоте 200-300 метров над уровнем море. Эта высота, соответствует большинству городов территории Российской федерации.

Барометрический эффект – зависимость интенсивности космического излучения I от атмосферного давления p в точке наблюдения. Барометрический эффект определяется формулой:

$$b = \frac{1 * \Delta I}{I * \Delta p}$$

Геомагнитные эффекты (широтный и долготный) - зависимость интенсивности и энергетического спектра космического излучения от геомагнитных координат точки наблюдения.

Проведение измерений дозиметрических характеристик производилось в течение осени 2013 года. Замеры производились ежедневно в 14 часов дня, так как это время наибольшей солнечной активности. Показания снимались на одинаковом расстоянии 1 м. от грунта, строго в горизонтальном положении при величине относительной погрешности не более 10% [5]. Измерения на высоте 1 м – это своеобразный стандарт, связанный с определенной геометрией и соотношением гамма-излучений, и местоположением наиболее чувствительной части тела стоящего человека. При проведении эксперимента погода условно подразделилась на ясную, облачную и пасмурную. Экспериментальные данные обрабатывались в программе ORIGIN и проводилась аппроксимация результирующей кривой. Результаты показаны на Рис. 1.

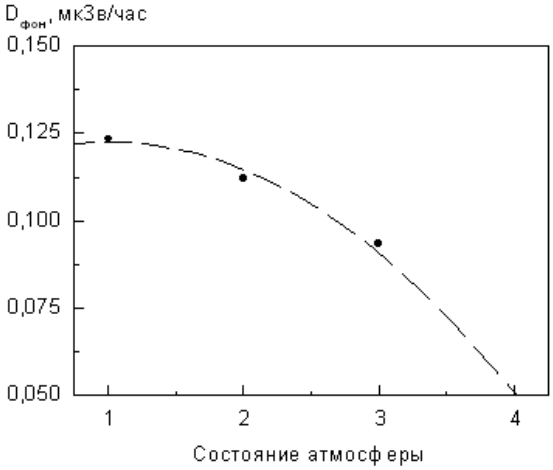


Рис. 1 – Зависимость фонового значения излучения от типа погоды, осень 2013: 1 – ясная погода, 2 –облачная погода, 3 –пасмурная погода.

Для значения мощности дозы гамма-излучения и среднего значения высоты облачных скоплений среднего яруса (2000 - 3000 метров) получаем значение коэффициента поглощения облачности:

$$\mu_{облачности}=6.3*10^{-4}м^{-1}$$

Для сравнения коэффициент поглощения для воздуха и свинца:

$$\mu_{воздуха}=4*10^{-4}м^{-1}, \mu_{свинца}=1,18м^{-1}$$

Коэффициент поглощения свинца, несомненно, больше, но облачность порядка 3000 метров может ослабить гамма излучение в два и более раз.

Выводы:

Анализируя полученные данные, можно заметить следующую закономерность значения мощностей эквивалентной дозы гамма-излучения в ясную погоду выше, чем в пасмурную. Исходя из этого можно сделать вывод, что имеет место быть экранирование и поглощение гамма-излучения в толще облачных скоплений. Нами рассчитан коэффициент поглощения гамма-излучения и кратность ослабления гамма-излучения для пасмурной и облачной погоды.

В дальнейшем планируется более детальное исследование процессов дезинтеграции космических лучей и влияния солнечной активности на годовую дозу гамма-излучения получаемую человеком.

Список литературы:

1. Федеральный закон ФЗ «О радиационной безопасности населения» от 9 января 1996 года, N 3: Принят Государственной Думой 5 декабря 1995 года. 1996.
2. http://www.rutvet.ru/in-mozhno-li-sdelat-iskusstvennoe-oblako-436.html
3. James E.Martin, Physics for radiation protection, WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Weinheim. 2006.
4. http://www.infuture.ru/article/4185
5. http://www.profi-forex.org/nauka/entry1008148927.html

УДК 008+504.55

Геология, горное дело и ядерная энергия

Е.В. Комлева
Технический университет, Дортмунд, Германия
komleva_ap@mail.ru

Аннотация. Рассмотрены некоторые антропосоциальные аспекты феномена ядерной энергии. Они сопряжены с первой попыткой создания международного подземного могильника ядерных материалов вблизи Красноярска. Отмечены проблемы, которые идентифицированы таким сопряжением.
Ключевые слова: ядерная энергия, нефть, международный ядерный могильник, горно-химический комбинат, Россия.

Б. Никипелов [1], один из видных руководителей советской/российской ядерной отрасли прошлого, со ссылкой на Гегеля, этику и диалектику, отстаивает мнение, что запрет на международное разделение труда в ядерной сфере – это противоречие, которое будет преодолено историей. И будут созданы крупные международные хранилища радиоактивных отходов в Китае, Монголии, Казахстане, Канаде, России. Мысль верная. Как и на каких площадках ее правильно реализовать? Вот в чем суть. Тем более, что по аналогии с проектом Yucca Mountain стоимость только обоснования и строительства каждого хранилища (подземного)/могильника высокоактивных и долгоживущих отходов составит не менее ста миллиардов долларов. Кроме того, существует заслуживающее внимания мнение, что в будущем, возможно, нынешние отходы ядерной отрасли – ценное сырье, а их подземное размещение – формирование техногенных месторождений отложенного использования. Ведь все разнообразие элементного состава вещества Земли – результат когда-то и где-то произошедших ядерных реакций.

Ныне мы видим, что человечество переходит от принципа национальных усилий по временной/вечной изоляции таких отходов к интернационализации этой деятельности. А. Глюксман еще в начале века писал о совпадении интересов некоторых политических сил России и Запада по поводу международного ядерного могильника на российской территории (тогда предпочтение отдавали Челябинску) и о финансировании «уже несколько лет» процесса сближения (http://www.inosmi.ru/untitled/20020427/140631.html). Сближение в рамках темы ядерных отходов происходит на неудачном для российской атомной отрасли фоне резкого свертывания реального строительства Россией за рубежом и внутри страны новых АЭС, лихорадочных и зачастую сомнительных действий российского атомного менеджмента (www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4560; www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4588, echo.msk.ru/blog/ecodefense/1100254-echo/). Когда с системой принятия опасных и некомпетентных решений в Росатоме начинают не соглашаться полностью лояльные к отрасли в прошлом ее ветераны-профессионалы (http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4690). И в условиях, когда экономика России перестает быть российской (http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4599), а обрабатывающая промышленность и машиностроение страны исчезают (http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4639). Но, по словам академика Н. Лаверова (http://www.fontanka.ru/2013/06/24/138/), когда «США постоянно с нами советуются» по вопросам обращения с радиоактивными отходами и их захоронения. Это мнение выдающегося геолога, специалиста в сфере безопасности ядерных технологий, основоположника и руководителя российских исследований по геологической изоляции отработавших ядерных материалов, политического деятеля и управленца в нефтегазовом бизнесе.

Ядерная отрасль страны и мира в нынешних трактовках, особенно ее гражданская часть, находится на чрезвычайно важном, но с большой неопределенностью того или иного безупречного исхода, этапе (возможно, в тупике). Ядерное оружие в наступившем веке - оружие бедных, что, в некотором смысле, ставит его вне законов, формируемых современной мировой элитой. Проекты гражданской отрасли теряют свою жизнеобеспечивающую актуальность. «Сегодня актуальны лишь проблемы уничтожения запасов всех видов устаревшего ядерного оружия и проблемы окончательного захоронения отработавшего ядерного топлива» (http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=comments&sid=4716&tid=68829&mode=&order=&thold=; http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=comments&sid=4716&tid=68954&mode=flat&order=&thold=:

http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=comments&sid=4716&tid=69289&mode=flat&order=&thold=).

Документы в связи с закрытием в США Yucca Mountain, американо-российское Соглашение № 123 (2010г.), Директива ЕС по обращению с ядерными отходами (2011г.) – вот основные правовые вехи на пути создания крупных международных подземных объектов изоляции ядерных материалов и радиоактивных отходов. В том числе и в России. Подробности тенденции раскрыты в моих статьях в журналах «Научный вестник Норильского индустриального института» (№ 10 – 2012 и № 12 – 2013), «Юридическая наука» (№ 1 – 2012 и № 3 – 2013), «Геофизический журнал» (№ 2 – 2008 и № 6 – 2012), «Энергетическая политика» вып. 4 – 2012, «Изв. Вузов. Горный журнал» №2 - 2012 и других (ссылки на тенденцию приведены Н. Лаверовым в блоге https://twitter.com/news_nlaverov).

Хотя политическая воля к созданию международных ядерных хранилищ/могильников достаточно определенно проявлена многими странами, конкретные юридические, финансовые и экономические механизмы этого ещё предстоит создать. В том числе, и по части сбалансирования в России интересов общефедеральных и того региона, где объект будет создаваться. Видимо, как аналог будет принята схема практической реализации Соглашения между МАГАТЭ и Россией (2010г.) о создании первого в мире международного банка свежего ядерного топлива. Приветствуется и критическая правовая позиция относительно международных хранилищ (например, http://www.dissercat.com/content/problemy-pravovogo-regulirovaniya-obrashcheniya-s-radioaktivnymi-otkhodami; http://www.barentsinfo.org/?DeptID=3549), способствующая полной оценке ситуации.

Необходимо также четко идентифицировать и укоренить социокультурные (светские и религиозные) основания и критерии таких действий. На базе православия, философского наследия Ф. Достоевского (http://www.lawinrussia.ru/node/164207), с привлечением идей геоэтики и других элементов духовно-гуманитарных начал безопасности. Как показано в моих ранних работах (например: http://www.zpu-journal.ru/e-zpu/2008/1/Komleva/; http://www.voskres.ru/economics/komleva.htm; http://elibrary.az/docs/jurnal-08/832j.htm), в некоторых случаях плодотворно обращение к таким брендам как «Медной горы Хозяйка», «Сампо», «Сампо-Лопаренок». Так называемый «индекс безопасности ядерных материалов» Фонда «Инициатива по предотвращению ядерной угрозы» (Nuclear Threat Initiative), для сравнения, предусматривает анализ условий хранения и обращения с ядерными материалами в странах мира не только в плоскости военно-технической, но и социокультурной – от прошлого к будущему (http://www.arms-expo.ru/050049054050124050054055048055.html). Примечательны в этой связи материалы и атмосфера общения на профессиональном сайте «Проатом», который допускает разностороннее рассмотрение ключевых для отрасли проблем. «Все как у людей»: от низкого до высокого. Однако, как говорил один выдающийся политический деятель несколько по другому поводу: «Других…у меня для вас нет».

Тем более, что уже можно говорить о нарушениях правовых норм (как и морально-нравственных, а также научных критериев обоснования). Например: «Строительство подземной лаборатории возле Красноярского горно-химического комбината, несомненно, является началом сооружения пункта геологического захоронения радиоактивных отходов без получения лицензии на такое строительство, то есть является строительством несанкционированного могильника высокоактивных отходов. …При сооружении подземной лаборатории…образуется депрессионная воронка, естественный гидрогеологический режим (объект изучения, - Е.К.) будет нарушен,…т.е. от лаборатории будет больше вреда, чем пользы» (http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4554, комментарий Б. Серебрякова). Некоторые правовые инициативы в связи с могильником ГХК были переданы через В. Путина в адрес глав государств G20 участниками Гражданского саммита «Группы Двадцати» (http://www.press-line.ru/novosti/2013/06/putinu-predlozhili-obratit-vnimanie-na-yadernyy-mogil-nik-pod-krasnoyarskom.html).

Даже при показательных акциях открытости, специалистам и общественности не дают ответы на ключевые вопросы: почему именно Красноярский край, обстоятельства выбора, анализ других мест, критерии выбора, список ранее рассмотренных Росатомом (около 30 в 18 регионах!) площадок? Предполагается, что эти вопросы не останутся все же без ответа (http://nuclearno.ru/text.asp?17434). Некоторая информация к размышлениям по этому поводу приведена далее.

Площадку, которая была выбрана первоначально для одного объекта (наземного завода РТ-2 радиохимической переработки отработавшего ядерного топлива по несбывшимся тогда

планам расширения ГХК, http://www.iapress-line.ru/dossier/item/10768-unik), целенаправленно «подогнали» под принципиально другой. Другой, прежде всего, по сроку существования (миллионы лет – могильник, десятки лет - завод). Понятно, что требования к площадкам и к обоснованию их надежности разные для завода и могильника. Есть и другие признаки лукавого «протаскивания» Росатомом нужного решения (www.bellona.ru/articles_ru/articles_2013/Krasnoyarsk-repositary-EIA, www.facebook.com/NETmogilniku, www.sgzt.com/krasnoyarsk/?module=articles&action=view&id=1617&theme=2).

Выбранный вблизи Железногорска Нижнеканский массив гранито-гнейсов вскрыт едва ли десятью скважинами не глубже 700 метров. Имеются обоснованные знаниями о генезисе этого типа пород принципиальные сомнения в их хороших гидроизолирующих свойствах (http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4774). Кроме того, граниты в последнее время преподносят геологам поразительные сюрпризы, невообразимые ранее. Месторождение «Белый тигр» знаменито гигантскими запасами нефти в гранитах на глубинах 1-3 километра. Имеются и другие примеры нефти в кристаллических породах (http://journal.deepoil.ru/images/stories/docs/DO-1-1-2013/2_Resolution_1-KR.pdf). Кстати, в породах Нижнеканского массива отмечали проявления углеводородов (Ф. Бакшт, Томск, устное сообщение). Для обоснования могильника ГХК эти факты важны двумя следствиями.

Во-первых, пришло время радикального пересмотра концепций поиска и разведки углеводородов. Во-вторых, доказано, что на глубинах в первые километры граниты могут иметь мощные зоны массопереноса, в том числе с направленностью движения газов и флюидов к земной поверхности. Именно обнаруженные Ю. Дублянским (http://www.seu.ru/programs/atomsafe/B3/g6.htm) геологические индикаторы периодического появления глубинных вод у земной поверхности впоследствии стали главным аргументом при закрытии проекта Yucca Mountain. А если под ГХК море нефти или воды? Будем потом, после эксплуатации «ядерного кластера», разведку вести – как Казахстан (http://lenta.ru/news/2013/06/25/use/). Германия уже обеспокоилась прогнозом наличия газа ниже подземной лаборатории «Горлебен» на глубине 3 километра и соседством площадки с Эльбой (http://atominfo.ru:17000/hl?url=webds/atominfo.ru/news/air8788.htm&mime=text/html&charset=windows-1251). МАГАТЭ, кстати, рекомендует при обосновании площадки захоронения ДОКАЗАТЬ отсутствие в ее недрах и вблизи полезных ископаемых, особенно высоколиквидных. Есть и глобальное третье следствие. Абиогенная нефть, как частный случай нефти в гранитах, позволит не принимать серьезно разговоры про принципиальную невосполнимость запасов углеводородов, скорое их исчерпание и про неизбежность развития гражданской ядерной энергетики с применением опасной радиохимии.

Могильник за Уралом – исторически не первое предложение Минатома/Росатома. Кстати, первым (1985г.) было предложение о Кольском полуострове (http://www.opec.ru/news.aspx?id=221&ob_no=86000), а первое впечатление, как говорят, всегда самое верное. Какова судьба предыдущих, каждое из которых в свое время было «всесторонне обоснованным и единственно верным»? Почему «один на всех» могильник вот-вот будут строить вблизи Красноярска – географического центра России? Всесторонне ли обоснован этот вариант с учетом предыдущих и еще имеющихся сейчас вариантов? А почему не построить два, но у границ (западной, Печенга и восточной, Краснокаменск)? Могильники у границ с серьезными соседями на несколько порядков повысят безопасность объектов. По крайней мере, о разрушениях в результате военных действий, диверсий и терактов, направляемых против России, можно будет не беспокоиться. Будем крепко помнить о работе крылатых ракет по Югославии. Вовсю идет подготовка к подобному в Сирии. Но никто не решится потревожить таким образом совместно Россию и Китай или Россию и Норвегию, Финляндию, Швецию. Да и другие аспекты безопасности могильника будут выверены многократно, безо лжи, в связи с жизненно важными интересами разных стран, не только Росатомом. Учитывая масштаб задачи и длительность качественного выбора, строительства, эксплуатации и мониторинга объекта, несомненно, что это мотивирует «навечно» международное сотрудничество в приграничье нынешней молодой поросли специалистов и будущих поколений.

В конце концов, если события к тому пойдут, у Печенги и Краснокаменска есть и потенциал глобального ядерного сдерживания аналогично широко известной идее реального и фантастического вариантов «Периметр» и «Машина Судного дня» - никаких уязвимых средств ответной доставки не надо. «Ядерный остров» в границах родного мне Мурманска (http://nuclearno.ru/text.asp?17345), как и хранилище на сто лет в Сайда-Губе, видимо, задумка

Росатома «из той же серии». Но, надо отметить, не в самый раз придумано: слабо, слабо…. Не учли настораживающую трассу событий с АПЛ «Комсомолец», «Курск», «Екатеринбург». По части защиты безопасности страны и региона этот как бы остров не только многократно хуже, чем вариант Печенги, но и, скорей всего, подрывает ее. Береговые базы и судоремонтные заводы ВМФ России, прилегающие акватории впору называть «Новыми Бермудами».

Единственный, которому сейчас можно безоговорочно верить, предположительный ответ Росатома применительно к Железногорску – здесь действует и будет все же расширено радиохимическое производство ГХК с целью «одним махом» покрыть все формируемые РФ такого рода потребности. Вот так: главное, - обеспечить решение сиюминутной, не вполне очевидной задачи по развитию ГХК. Могильник лишь необходимое дополнение для этого, а не самостоятельная сложнейшая проблема! Радиохимический завод для гражданских целей «определяет сознание», а не потребность правильно, всесторонне и надежно обосновать решение по вечной изоляции отходов. Кроме того, одновременно госкорпорация запускает амбициозный проект «Прорыв», который призван сформировать новый для России и мира облик отрасли и предусматривает, видимо, опасную радиохимическую переработку при каждой АЭС нового поколения непосредственно на площадках этих станций. Что за стратегическое противоречие – раздвоение сознания? К тому же, замечу, радиохимические технологии решаются применить в промышленных масштабах гражданской отрасли далеко не все ядерные страны. Россию не смущают «странные метеориты» (http://www.sciteclibrary.ru/rus/catalog/pages/12706.html), осваивающие маршруты над ее территорией.

Нынешняя администрация Росатома на примере программ строительства АЭС показала слабость планирования и реализации планов в интервале времени в десять лет. Но она, на примере могильника вблизи Красноярска, пытается убедить общество, что на миллионы лет вперед предвидеть ход событий и тратить бюджетные деньги умеет. Специалисты США несколько десятков лет поэтапно выбирали по всей стране площадку для могильника, сравнивая разные геологические формации, пока не получили право начать горные работы на Yucca Mountain. Но, увы, итог и здесь печален. А Росатом быстро, в стиле нового «прорыва» и без альтернатив, нашел подходящий массив «у забора» ГХК.

Выбор Нижнеканского массива осуществлен структурами Росатома – ВНИПИПромТехнологии и Радиевым институтом. Он не оптимален геологически (http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4634). Номенклатура подлежащих долговременной/вечной изоляции высокоактивных материалов уже сейчас не сводится только к отходам радиохимии ГХК. Со временем, особенно при ускорении процессов демонтажа ядерных объектов и все большей интернационализации отрасли, неадекватность по многим параметрам площадки вблизи Красноярска будет становиться все очевидней и отягощающей. И шаг за шагом, если могильник здесь будет построен, его функции, скорей всего, будут последовательно, каждый раз «в связи с новыми непредвиденными обстоятельствами», расширяться. Модернизация станет постоянной. Радиационные нагрузки на территорию будут возрастать.

При уважении к опыту упомянутых выше институтов, следует помнить, все же, и некоторые неприятные итоги их научных обоснований в условиях финансовой и корпоративной зависимости от администрации Росатома. ВНИПИПромТехнологии – разработчик («научный» подход тот же – «у забора» своего объекта, но совершенно иного назначения) отвергнутого после критики со стороны Горного института Кольского НЦ РАН проекта подземного ядерного могильника на полигоне Новой Земли, незаконченного аналогичного проекта для территории ПО «Маяк». Кто может вспомнить добрым словом эти проекты? Прямое наследство ВНИПИПТ – неоднозначные результаты подземных ядерных взрывов в мирных целях. Радиевый институт, как минимум, поддержал продвижение одной из технологий обращения с радиоактивными отходами на объекты ПО «Маяк» и (совместно с ВНИПИЭТом) РосРАО, которую осудила Комиссия РАН по борьбе с лженаукой и фальсификацией научных исследований (http://www.gazeta.ru/science/2013/06/28_a_5394973.shtml; http://moi-vzn.narod.ru/VZN_12.PDF, с. 22-24; http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4630).

Ядерные могильники справедливо, подчеркивая главную роль природных условий в долговременной защите, называют еще геологическими хранилищами. Геология – не профиль Росатома по определению. Не урановые объекты – тем более. Это отражается и в тематике дискуссий и на официальном, и на неофициальном российских уровнях. Преобладают устремления вперед: новые энергетические мощности, реакторы, топливные технологии. Проблемы «тыла» - демонтажа технических достижений, геологической изоляции отработавшего

оборудования, топлива и наработанных отходов - не являются при этом любимыми. Когда же время принуждает все же делать в этом сегменте отрасли дело, начинаются далеко не безобидные «фокусы» с терминологией, правовым статусом и нормами безопасности (http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4774), переносом сроков. В итоге удобным по времени и финансированию оказывается погружение в пучину нереализуемых мечтаний о «Новом Атомном проекте», а неотложные задачи отрасли (включая геологическое захоронение) отодвигаются в сторону или выполняются абы как.

Российская ядерная отрасль изолируется сознательно, отчасти высокомерно, от комплексных знаний о Земле, от горно-геологической науки и практики в ее полноте, фактически пренебрегает мировым опытом. Проявляет готовность «свалить» отходы своей и чужой деятельности «в первую попавшуюся дыру», решает сложную задачу примитивно по принципу «приятного во всех отношениях» Нижнеканского массива «под боком», игнорирует развитие перспектив абиогенных и сланцевых углеводородов. Тем самым она многопланово дискредитирует себя в глазах «просвещенного человечества». И рискует полностью потерять надежных сторонников широкого профессионального спектра, в том числе и среди специалистов в науках о Земле.

Завершающие стадии любого ядерного топливного цикла достоверно не исследованы экономически (http://www.atomnews.info/?T=0&MID=62&JId=62&NID=3481). Как не поняты до конца и причины Чернобыля, «а реакторы продолжают работать» (комментарии к http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=4718). Кто после ликвидации нынешней РАН хоть как-то (а необходимо комплексно) будет контролировать, учитывая необозримые во времени перспективы ядерной отрасли и ее последствий, геолого-географо-экономические «открытия» и гарантии безопасности Росатома?

Немного о личном. Меня часто подозревают в некомпетентности. Например, мне говорили: «Статьи по существу не геологические/не горных наук». Да, не геологические и не горные в устоявшихся традициях и правилах работы геологов и горняков. А «геологическое хранение ядерных материалов» - это горно-геологическая проблематика? Да, горно-геологическая. Тем не менее, по ряду исторических и политических причин «гражданские» геологи и горняки со всем их разносторонним опытом и методами исследований отстранены/самоустранились от этих дел. Хотя в начале «Атомного проекта» работами по массовым поискам урана, строительством подземных объектов значительно помогли Минатому и стране. По крайней мере, сейчас они находятся не в активной позиции, а на правах «гастарбайтеров» на вспомогательных (чтобы не дело сделать, а общественность формально успокоить) подрядных работах. Кто платит, тому и танцуют по заказу. Это ошибка. Я пыталась, хотя и неумело, поспособствовать исправлению дел, инициировать понимание того, что участие специалистов по Земле в таких исследованиях должно быть усилено. А как и по каким направлениям? Ну, это уже дело этих специалистов «по существу»: понять задачи и определить свое место в строю. Думалось, что вот тут то и хороши были бы статьи «по существу геологические/горные», но не мои. Я не могу причислить себя к уважаемым геологам и горнякам - это правда.

Международные подземные хранилища/могильники ядерных материалов можно рассматривать как элементы будущей системы ядерного нераспространения, как панацею, в том числе, и от попадания этих материалов (возможная начинка радиологического оружия) в руки террористов.

Но прежде, все же, следует, минимум на двух уровнях, переосмыслить вопрос: «Нефть или ядерная энергия/ядерные отходы?» Глобальный уровень. Если абиогенная нефть реальна (как реальна на Земле вода различного происхождения), то нужно остановить (приостановить) развитие нынешней и любой другой будущей ядерной энергетики, неотъемлемым следствием которых есть и будет штатное и аварийное генерирование высокоактивных и долгоживущих отходов. А также – системы международных подземных ядерных могильников, в том числе приостановить работы вблизи Красноярска. Локальный уровень. Если строительство могильника вблизи Красноярска необходимо, надо с помощью глубокого бурения доказать отсутствие нефти и благоприятный гидрологический режим применительно к оконтуривающим предполагаемое место заложения объекта кристаллическим породам Нижнеканского массива.

Для Печенгской геологической структуры и ее обрамления (где обильно, как и в зоне урановых месторождений Краснокаменска, представлены и граниты), например, множеством скважин глубиной 2-2,5 километра, сетью горных выработок «Норильского никеля» и Кольской сверхглубокой скважиной доказано отсутствие нефти и показаны благоприятные предпосылки естественной гидроизоляции будущих подземных сооружений могильника. На основе местного

сырья разработаны строительные материалы, надолго предназначенные для дополнительной (в составе защитных инженерных барьеров) изоляции радионуклидов, а также блокирования опасных процессов внутри могильника. Про инженерно-геологические и другие свойства гранитов Краснокаменска (в частности, их опасную склонность к горным ударам) много знают тамошние и московско-петербургские специалисты. А мурманские геологи, геофизики и горняки пока еще способны (даже, вероятно, самостоятельно и уже в ближайшее время) наполнить при наличии заказчика имеющимися на сегодня фактическими результатами полевых работ первоначальную «затравку» для дальнейшего полновесного обоснования альтернативного варианта международной площадки захоронения высокоактивных и долгоживущих ядерных отходов на Северо-Западе РФ. В прошлом веке их усилиями и по их инициативе в честном научном соревновании было доказано, в том числе на международном уровне (TACIS Project NUCRUS 95410), преимущество Мурмана перед Новой Землей. Почему бы им сейчас с имеющимся горно-геологическим опытом, вариантами площадок на Кольском полуострове и анализом, прежде всего, соседских шведско-финских аналогов (мировых лидеров по части гранитных массивов) не быть оппонентами исследователям площадки около Красноярска?

Одновременно были бы заложены предпосылки создания объекта новой отрасли на горно-геологической основе, который бы (дольше, чем горное дело прежних и нынешних лет, стоящее на пороге кризиса) наполнял бюджет региона основными доходами.

Тем более, что именно с Мурманом отчасти связаны разработка основ научного направления по локализации радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива, стратегическому использованию подземного пространства страны, а также руководство крупномасштабными исследованиями в области подземного строительства специальных объектов государственного значения, в частности – подземных АЭС и ядерных могильников (http://ria.ru/science/20130725/951940224.html; http://goikolasc.ru/congratulation). Попытки «навести мосты» между площадками двух регионов со стороны специалистов Кольского полуострова были ([2]; http://www.opec.ru/news.aspx?id=221&ob_no=86000; conf.sfu-kras.ru/uploads/MelnikovNN.doc; portal.tpu.ru/files/conferences/radioactivity/book-light.pdf).

Именно Печенга максимально обеспечит выполнение упомянутой рекомендации МАГАТЭ: известные месторождения исчезнут, а новые практически невероятны при высочайшей геологической изученности территории. Не изменится коренным образом ситуация на данной площадке даже при использовании новых технологий и организации поисковых и разведочных работ относительно традиционного и нового (золото) для Печенги сырья, о гипотетических результатах которых предполагает в общем по региону А. Калинин (http://zolotodb.ru/articles/geology/placer/10553). Новые исследования по высоколиквидным полезным ископаемым здесь беспроигрышны при любом их результате. В частности, при отрицательном результате или, в крайнем случае, локальной находке они усилят доказательную базу в части подземного ядерного объекта вне месторождений. Аналогия: в РАН (Н. Лаверов) такой же подход к Краснокаменску считают “единственно верным” (2011г., http://www.ras.ru/FStorage/Download.aspx?id=bb9c25dd-630b-4f87-8d3e-6fad9a0ba9ca; 2005г., newmdb.iaea.org/GetLibraryFile.aspx?RRoomID=694). "Приаргунское производственное горно-химическое объединение" может работать при существующих запасах урана 30-35 лет.

Международные перевозки ядерных материалов и радиоактивных отходов в Печенгу (как и часть российских, например, с Дальнего Востока), скорей всего, будут осуществляться морем по освоенным несколькими странами (США, Япония, Франция, Швеция, Россия и др.) технологиям. При этом территория страны не будет подвергаться опасности.

Печенгская структура по праву должна рассматриваться как уникальное геологическое (с комплексом других привлекательных для решения проблемы подземного ядерного могильника черт) место Кольского полуострова и России. Печенга – непревзойденный стандарт степени геологической изученности (советский, ставший по наследству российским) и, возможно, качества породных массивов. Здесь (как нигде еще) даже граница мантии установлена точно, по данным геофизики и бурения (А. Жамалетдинов). Необходимо приветствовать попытки новых разносторонних исследований применительно к данной площади. Такая высокая планка подхода к знаниям о литосфере и критериям ее пригодности наиболее адекватна задаче создания природно-техногенного объекта в недрах Земли, безопасно и никому не мешая существовать который впервые в истории человечества должен не иначе как в координатах времени геологического. Соответственно новой, экологической, функции литосферы.

Следует отметить, что разрабатываемая на примере Печенги методология обращения в контексте геологического хранения ядерных материалов к бывшим или истощающимся

сульфидным медно-никелевым месторождениям имеет потенциал расширения. В частности, при необходимости «Норильский никель» и на равноудаленном от западных и восточных поставщиков Таймыре найдет пригодные массив и/или готовые выработки для хранилища, дополнительно изолированные покровом естественных многолетнемерзлых пород. Или на Северо-Востоке России. Не промороженные приповерхностные известняки в качестве непосредственной среды захоронения (как предлагалось ВНИПИПТ для условий полигона Новой Земли), которые и без глобального потепления превратятся в «газированное болото» под действием тепловых и радиационных нагрузок. А приличного инженерного качества породы с плюсовым температурным режимом под отдельной «шапкой» многолетней мерзлоты для дополнительной гарантии от проникновения метеорных вод. Вот ведь на Фукусиме-1 после более чем двух лет неудачных попыток предотвратить миграцию радиоактивной воды приняли решение применить достаточно освоенную в горной промышленности искусственную заморозку грунта вокруг и под АЭС. Удачным сочетанием для любых сценариев будущего ядерной энергетики может быть подземное хранилище вблизи Норильска и уже действующее наземное хранилище Красноярского ГХК.

Благодарю за поддержку исследований профессора Brigitte Falkenburg.

Список литературы:

1. Никипелов Б. Этика и диалектика в ядерной энергетике / Бюлл. по атомной энергии / ЦНИИ Атоминформ. – 2003, №10. – С. 7-14.
2. Мельников Н.Н., Конухин В.П., Комлев В.Н. Материалы на основе минерального и техногенного сырья в инженерных барьерах для изоляции радиоактивных отходов. – Апатиты, 1998, Изд. Кольского НЦ РАН. – 94 с.

Использование выгорающих поглотителей в реакторе ВВЭР – 1000

Монгуш С.А.
Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск
mongusch-s@mail.ru

Тенденции совершенствования реакторов ВВЭР направлены в основном на увеличение глубины выгорания выгружаемого ядерного топлива. Высокая глубина выгорания обеспечивается выполнением более длинного топливного цикла, удлинением кампании реактора (цикл между перегрузками при сохранении общего числа загружаемых тепловыделяющих сборок).

В настоящее время рассматривается возможность перехода на 18 и 24 месячные топливные циклы, в которых глубина выгорания в выгружаемых ТВС может достигать 70 МВт·сут/кг[1].Удлинение кампании реактора возможно путем повышения начального обогащения топлива. Это приводит к необходимости компенсации высокой избыточной реактивности в начале топливных циклов, что может быть достигнуто при помощи введения в топливо выгорающих поглотителей, который позволяет компенсировать запас реактивности в начале кампании, а также снижает неравномерность энерговыделения в кассетах и в активной зоне реактора в целом.

Ранее в качестве выгорающего поглотителя в реакторах ВВЭР использовались стержни из карбида бора, но их использование сокращает количество твэлов в активной зоне. В настоящее время в реакторах ВВЭР-1000 в качестве выгорающего поглотителя используются твэги, в которых оксид гадолиния равномерно размешивается в топливных таблетках. Использование уран-гадолиниевого топлива (УГТ) связано с определёнными проблемами:

- замещение уранового топлива оксидом гадолиния ведет к уменьшению массы топливного элемента;
- уран-гадолиниевое топливо имеет более низкую теплопроводность по сравнению с диоксидом урана, что приводит к ухудшению его термодинамических свойств; для уменьшения температуры топлива до заданного максимально предела требуется уменьшение обогащения урана;
- скорость убыли поглотителей существенно превышает скорость выгорания топлива.

Между тем, существуют и альтернативные способы размещения выгорающих поглотителей. Рассматривается возможность гетерогенного размещения проволоки из оксида гадолиния в центральном отверстии топливных таблеток. КомпанияWestinghouse в реакторах типа PWR использует диборид циркония в виде напыления на внешнюю поверхность топливной таблетки. Данные способы размещения поглотителей пока не нашли применения в отечественной атомной энергетике, однако уже существуют патенты РФ по различным способам нанесения

покрытия из диборида циркония на топливные таблетки из оксида урана. Следовательно, анализируется возможность использования данных способов размещения поглотителей в реакторе ВВЭР-1000.

Расчеты проводились с использованием программного комплексаWIMSD–5BD с использованием DSN метода (метод дискретных ординат)[2].В качестве расчетной модели рассматривалась элементарная ячейка активной зоны реактора ВВЭР-1000 с одиночным твэлом и с окружающим его водяным теплоносителем.

Выполнено преобразование реальной шестигранной элементарной ячейки к цилиндрическому виду. Из условия сохранения площади ячейки был определен внешний радиус ячейки, равный 0,6694 см.

Анализ гомогенного размещения оксида гадолиния показал, что высокая глубина выгорания и длительный период кампании реактора требует увеличения количества поглотителей, что вызывает увеличение влияния отрицательных побочных эффектов, таких как уменьшение теплопроводности топлива из-за увеличения содержания выгорающих изотопов [3]. Зависимость бесконечного коэффициента размножения от глубины выгорания для топлива с гадолинием не достигают значений K_∞ с чистым диоксидом урана даже после практически полного выгорания гадолиния, вследствие уменьшения ядерной концентрации диоксида урана и ростом концентрации оксида гадолиния.

При гетерогенном размещении гадолиния в центре топливной таблетки в виде проволоки существенно замедляется темп выгорания поглотителя по сравнению с вариантом с гомогенным размещением в топливе. Данный способ размещения выгорающего поглотителя позволяет практически избежать «выбега» реактивности в начале кампании, а также достичь эффекта «плато» в одиночном твэле для коэффициента размножения на широком отрезке времени работы на мощности. Преимуществом гетерогенного размещения является, то, что материал выгорающего поглотителя располагается не в самом топливе, а, следовательно, не уменьшает его содержания в твэле и не влияет на его теплофизические и механические свойства. Количество выгорающего поглотителя, расположенного в центральном отверстии топливной таблетки, ограничено диаметром этого отверстия.

Использование в качестве выгорающего поглотителя бора, его основным изотопом является 10B, который имеет большое сечение поглощения нейтронов в тепловой области энергий. В результате ядерных превращений этот изотоп превращается в нуклиды с малыми сечениями поглощения нейтронов. Недостатком такого поглотителя является возникновение гелия в результате ядерной реакции 10B(n,α)7Li, вследствие чего может повыситься давление в твэле.

Эффективность использования диборида циркония занимает промежуточное положение между гомогенным размещением оксида гадолиния в топливе и его гетерогенным размещением в виде проволоки в центральном отверстии. Начальная компенсация и «выбег» реактивности не так велики, как в первом варианте, и нет такого замедленного высвобождения реактивности, как во втором варианте.

Список литературы:

1. Давахра Сааду. Использование выгорающих поглотителей в реакторах типа ВВЭР: Дис. канд. Тех. Наук : 05.14.03 Москва, 2006 13с.
2. Патент РФ № 2131626 – Таблетка ядерного топлива с покрытием (ее варианты), способ нанесения покрытия и установка для осуществления способа
3. Перспективные технологии использования оксидного уран-гадолиниевого топлива в легководных реакторах / Стогов Ю.В., Белоусов Н.И., Савандер В.И. и др. // Материалы XIV семинара по проблемам физики реакторов. М.: МИФИ. 2006. С.45-47.

Вывод из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов ФГУП «ГХК»

П.М. Гаврилов; А.А. Устинов; А.Г. Сиренко; М.В. Антоненко;
Д.В. Жирников; А.А. Музыкантов
ФГУП «Горно-химический комбинат», Россия, г. Железногорск
Sydrex@bk.ru

1. Исходное состояние

На площадке ФГУП «ГХК» расположены три промышленных уран-графитовых реактора (ПУГР) – АД, АДЭ-1 и АДЭ-2. Реакторы вместе со вспомогательным оборудованием и коммуникациями размещены в горных выработках скального массива.

Решение о строительстве сооружений и комплекса с промышленными ядерными реакторами принято постановлением Совета Министров СССР № 826-302сс/оп от 26.02.1950 «О комбинате № 815».

ПУГР АД являлся одноцелевым проточным реактором на тепловых нейтронах. Реактор эксплуатировался с 28.08.1958. Остановлен для вывода из эксплуатации 30.06.1992.

ПУГР АДЭ-1 проектировался как энергетический, но эксплуатировался как одноцелевой и работал в проточном режиме с 20.07.1961. Остановлен для вывода из эксплуатации 29.09.1992.

ПУГР АДЭ-2 эксплуатировался с 30 января 1964 года в двухцелевом режиме, то есть кроме наработки оружейного плутония обеспечивал теплом и электрической энергией 100-тысячный город Железногорск.

По межправительственному Соглашению с США остановлен 15 апреля 2010 года для вывода из эксплуатации.

Реакторы расположены в бетонных шахтах, представляющих собой выработки в горных породах, облицованные монолитным бетоном.

После останова ПУГР АД и АДЭ-1 приведены в ядерно-безопасное состояние, получены соответствующие заключения ОЯБ ФЭИ по ядерной безопасности графитовых кладок реакторов.

После останова ПУГР АДЭ-2 из активной зоны реактора выгружено все ядерное топливо, графитовая кладка приведена в ядерно-безопасное состояние. Все отработавшие ядерное топливо природного обогащения (ОСУБ) было переработано на Радиохимическом заводе ФГУП «ГХК» до 15.02.2013.

Работы по выводу из эксплуатации (ВЭ) проводились в соответствии с проектно-технической и конструкторской документацией, разработанной ОКБМ, КО ВНИПИЭТ, НИКИМТ.

На реакторах АД и АДЭ-1 выполнен основной объем работ по демонтажу систем и оборудования, по герметизации проходок через шахты реакторов, дезактивации оборудования и помещений.

2. Работы по выводу из эксплуатации ПУГР ФГУП «ГХК» в рамках ФЦП ЯРБ

С 2008 года основные работы по выводу из эксплуатации остановленных реакторов АД, АДЭ-1, ведутся в рамках п.62 федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

В рамках ФЦП в период времени с 2008 по 2015 год выполнены следующие работы:

- На реакторах АД и АДЭ-1 выполнена часть работ по демонтажу систем и оборудования;
- На реакторе АДЭ-2 проводилась дезактивация оборудования и помещений;
- Проведены необходимые НИОКР для обоснования концепции вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте;
- Проведено комплексное инженерное и радиационное обследование (КИРО) ПУГР АДЭ-2;
- Проведено нейтронно-фотонное обследование графитовой кладки АДЭ-2 с целью дальнейшего обоснования ее ядерно-безопасного состояния и получения соответствующего заключения ОЯБ ФЭИ по ядерной безопасности.

К 2015 году будут созданы дополнительные инженерные барьеры в пределах шахты ПУГР АД (вывод из эксплуатации реактора АД запланирован на 2018 год). Работы по выводу из эксплуатации АДЭ-1 и АДЭ-2 будут проводиться последовательно, после вывода из эксплуатации реактора АД.

3. Выбор варианта вывода из эксплуатации

К 2009 году, учитывая имеющиеся результаты научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ (НИОКР) и технико-экономических исследований, показывающих принципиальную возможность и экономическую целесообразность создания на месте размещения промышленного уран-графитового реактора (ПУГР) объекта окончательной изоляции (захоронения) радиоактивных отходов (РАО), в качестве приоритетного варианта вывода из эксплуатации ПУГР стали рассматривать вариант радиационно-безопасного захоронения на месте.

Переход от варианта долговременного хранения к варианту захоронения, прежде всего, обусловлен отсутствием за довольно длительный временной интервал проблемно-ориентированных подходов к задаче утилизации/перезахораниваю основных радиационно-опасных конструкционных элементов реактора, в том числе содержащих просыпи топлива, а также возможностью использовать проектные решения, реализованные ранее, для варианта захоронения.

Данное направление развития стратегии ВЭ ПУГР получило всестороннюю поддержку со стороны Госкорпорации «Росатом». В 2010 году была утверждена отраслевая концепция вывода из эксплуатации ПУГР по варианту захоронения на месте.

Основными аргументами в пользу варианта радиационно-безопасного захоронения реакторов АД и АДЭ-1 на месте размещения, запатентованного ФГУП «ГХК» (Патент № 2444796 от 15.07.2010), являются: уникальное расположение реакторов в горных выработках; отсутствие научно обоснованных методов утилизации и принятой в отрасли программы по способам обращения с радиоактивно загрязненным графитом; нецелесообразность перезахоронения графитовых кладок, активность которых определяется долгоживущими радионуклидами, в специально предназначенных пунктах хранения, рассчитываемых обычно на 50 лет эксплуатации.

Горный массив образует природный барьер безопасности – естественный внешний контайнмент, который в совокупности с существующими и дополнительно создаваемыми защитными барьерами обеспечит выполнение современных требований по радиационной безопасности. Кроме того, горный массив выполняет функцию основного конструктивного элемента подземного сооружения, который в состоянии воспринимать значительные внешние и внутренние техногенные нагрузки и воздействия.

Реализация варианта захоронения реакторов на месте позволит локализовать и изолировать основные радиоактивно загрязненные компоненты оборудования, строительных конструкций, радиоактивные отходы в шахтах реакторов с созданием необходимых физических барьеров безопасности, исключающих несанкционированный доступ в зону локализации и нерегламентированный выход радиоактивных веществ в окружающую среду.

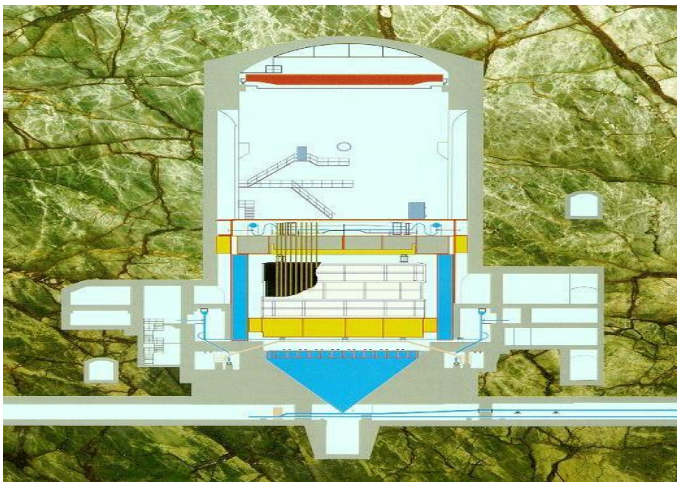


Рисунок 1 – Расположение промышленного реактора в горном массиве.

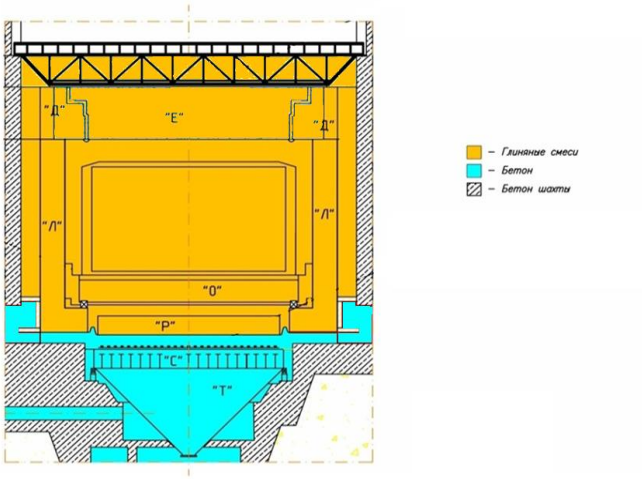


Рисунок 2 – Схема реактора с дополнительными защитными барьерами

Полный демонтаж (ликвидация) конструкций и строительных сооружений ПУГР, содержащих радиоактивные вещества и материалы, удаление всех радиоактивных отходов с площадки ПУГР, а также реабилитация всей площадки ПУГР в целях дальнейшего использования, принимая во внимание специфику расположения ПУГР, представляются нецелесообразным.

Нецелесообразность ликвидации загрязненного оборудования, внутриплощадочных хранилищ РАО и других сооружений, содержащих радионуклиды, с вывозом радиоактивных материалов за пределы площадки, следует также из того, что площадки, на которых размещаются ПУГР, находятся в зоне, где уже существуют поверхностные и подземные хранилища и могильники РАО.

Согласно оценкам затрат на проведение работ по ВЭ ПУГР и накопленному опыту вывод из эксплуатации ПУГР по варианту захоронения требует меньших, по сравнению с вариантом «ликвидация», трудо- и дозозатрат и является более приемлемым по материально-техническим соображениям и срокам выполнения работ.

Обеспечение безопасности захоронения ПУГР следует из принятых в отрасли принципов обеспечения безопасности при обращении с радиоактивными отходами.

Безопасность системы захоронения РАО (долговременная безопасность) должна обеспечиваться на основе реализации принципа многобарьерности, основанного на применении системы барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, чтобы нарушение целостности одного из барьеров или вероятные внешние события природного или техногенного происхождения не привели к недопустимому снижению уровня безопасности системы захоронения РАО.

Принцип глубоко эшелонированной (многобарьерной) защиты при ВЭ ПУГР предусматривает сочетание существующих барьеров (кожух, металлоконструкции, бетонная шахта, окружающая выработку горная порода) и вновь создаваемых защитных барьеров (засыпка глиной, бетонирование подреакторного пространства, перекрытие, герметизирующее шахту реактора).

В настоящее время проводятся прогнозные расчеты для оценки безопасности захоронения ПУГР, а также выполняется оценка их воздействия на окружающую среду и население на весь период потенциальной опасности.

4. Этапы вывода из эксплуатации ПУГР ФГУП «ГХК»

– Выгрузка топлива и приведение установки в ядерно-безопасное состояние.

– Демонтаж оборудования за пределами реактора с целью создать условия для последующего заполнения конструкции реактора изолирующим материалом.

– Бетонирование подреакторного пространства армированным гидроизоляционным бетоном.

– Последовательное заполнение всех полостей и локальных пустот шахты реактора мелкодисперсной композицией на основе глинистых минералов.

– Заполнение природными материалами минерального происхождения помещений, прилегающих к реакторной установке.

– Создание контайнмента завершается сооружением верхнего перекрытия.

5. Результат реализации проекта

– В конечном состоянии реактор будет защищён многобарьерной системой, обеспечивающей надёжную изоляцию радионуклидов от окружающей среды.

– Экономическая эффективность – более 1 миллиарда рублей на одну установку (с учетом затрат на сооружение региональных хранилищ ТРО при реализации варианта «ликвидация»).

6. Риски отложенного решения

Вывод из эксплуатации является обязательным этапом жизненного цикла реакторных установок. Отказ от деятельности по выводу из эксплуатации окажет негативное влияние на окружающую среду, в особенности для будущих поколений, так как неизбежно приведёт к постепенной утрате защитных функций существующих барьеров безопасности: металлоконструкций реактора и строительных конструкций, что в свою очередь увеличивает риски распространения радиоактивных веществ за пределы промышленной площадки ФГУП «ГХК».

7. Награды, полученные ФГУП «ГХК» за патент № 2444796 с приоритетом от 15.07.2010 «Способ вывода из эксплуатации канального уран-графитового ядерного реактора».

– 2013 год - на международном конкурсе «Национальная безопасность», прошедшем в Москве, ФГУП «ГХК» получило диплом и медаль;

– 2013 год - на XVI Московском международном салоне изобретений и инновационных технологий «Архимед - 2013» ФГУП «ГХК» получило золотую медаль;

– 2013 год - в Женеве на 41-й международной выставке изобретений «INVENTIONS GENEVA» в категории энергетика ФГУП «ГХК» получило золотую медаль.

Список литературы:

1. Актуализированными концепция вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте № 106000/0000130008-АД.
2. Актуализированными концепция вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте № 106000/0000130008-АДЭ-1.
3. Актуализированными концепция вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте № 106000/0000130008-АДЭ-2.
4. Санитарные правила обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов, СП ВЭ ПР-2001.
5. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения. НП-058-04.

Тяжелая авария быстрых энергетических реакторов и способы уменьшения их последствии

Мухамедов Н.Е., Бакаева Н.М., Степанова О.А.

Государственный университет имени Шакарима города Семей, Казахстан, Семей

Энергетические потребности человечества в настоящее время удовлетворяются в основном за счёт сжигания органического топлива – угля, нефти и природного газа. Это приводит к загрязнению окружающей среды сажей и рядом окислов, среди которых наиболее существенна роль углекислого газа. Он смещает углеродный баланс атмосферы и приводит к изменению климата. Однако проблему обеспечения человечества энергией нельзя рассматривать только в свете сегодняшних реалий. В следующем столетии прогнозируемое увеличение мирового населения достигнет десяти, а может быть и более миллиардов. К тому же удельный вес энергоемких производств существенно возрастет. Вместе с этим встает проблема обеспечения существующих электростанций энергоносителями, так как мировые запасы их ограниченны. Например, по современным оценкам запасов носителей для теплоэлектростанций хватит всего на несколько десятилетий. Энергетические запасы рек, океанов и воздушных масс практически неисчерпаемы, однако уже сейчас они составляют лишь небольшую долю в мировом производстве энергии и, вероятно, не будут составлять основную ее часть в будущем.

Функционирование объектов атомной энергетики сопряжено с потенциальной опасностью загрязнения окружающей среды радиоактивными веществами, которая может реализоваться в случае аварийной ситуации на объекте.

В соответствии с рекомендациями Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) установлены семь степеней опасности аварийных ситуаций на ядерных объектах [1]: незначительные происшествия; происшествия средней тяжести; серьезные происшествия; аварии в пределах атомных электростанций (АЭС); аварии с риском для окружающей среды; крупные аварии; тяжелые аварии. Первые три уровня относятся к происшествиям (инцидентам), последние четыре уровня соответствуют авариям. Развитие тяжелых аварий на АЭС возможно при некоторых весьма маловероятных состояниях атомной станции, выходящих за рамки условий проектных аварий, когда возникают многочисленные отказы систем безопасности, что может привести к значительному повреждению активной зоны реактора [1, 2]. По общим положениям обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88/97) [3] тяжелая, или запроектная авария – это авария, вызванная не предусмотренными для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности (сверх единичного отказа) и принятием персоналом ошибочных решений, реализация которых может привести к тяжелым повреждениям или расплавлению активной зоны реактора.

В быстром реакторе с натриевым теплоносителем (БН) к запроектным авариям принято относить следующие типы аварий (все без срабатывания аварийной защиты): неконтролируемое увеличение мощности (UTOP), прекращение расхода теплоносителя через реактор (ULOF), прекращение теплоотвода (ULOHS), распространение аварии в отдельных тепловыделяющих

сборках (ТВС) на всю активную зону. Предполагается, что в результате множественных отказов не происходит срабатывания аварийной защиты реактора. Возможны другие аварии или их комбинации, но названные включают в себя весь спектр физических явлений процесса развития аварии. Основное различие типов запроектных аварий состоит в инициирующих их событиях и последовательности протекания физических процессов на начальной стадии. В анализе безопасности реакторов типа БН принято деление запроектной аварии в случае неблагоприятного ее развития на четыре стадии: начальную, переходную, послеаварийного перемещения материалов и послеаварийного отвода тепла [4]. Считается, что на первом этапе реактор находится в критическом состоянии.

Устранение проблемы повторной критичности может быть достигнуто путем установления ясной логики, основанной на экспериментальных доказательствах, которые показывают, что активная зона реактора имеет внутренне присущие свойства, исключающие возможность возникновения повторной критичности при ее разрушении (плавлении). Если расплавленное топливо не выводится из активной зоны, в ее объеме может быть сформирован большой бассейн расплава, в котором периодически будет достигаться состояние повторной критичности. Обеспечение раннего выведения расплава топлива из активной зоны позволяет избежать возникновения повторной критичности. Расплавленное топливо с накопленной в нем энергией может быть удалено из активной зоны в процессе ее плавления через каналы выведения расплава.

В рамках таких работ в Институте Атомной Энергии Национального Ядерного Центра Республики Казахстан проводятся эксперименты для исследований поведения топлива энергетического реактора в условиях моделирования аварии на реакторе ИГР (Импульсный графитовый реактор).

Для проведения испытаний в реакторе ИГР с целью изучения закономерностей плавления, перемещение расплава топлива ТВС, его взаимодействия с элементами конструкционных материалов и теплоносителем разработана и изготовлена серия экспериментальных устройств (ЭУ1, ЭУ2, ЭУ3, ЭУ4, ЭУ5, ЭУ6) и проведены их испытания [5], разработано и изготовлено экспериментальное устройство ЭУ7 целью которого является определение теплового потока от бассейна расплава стали к стальной стенке охлаждаемой жидким натрием [6]. Несмотря на конструктивные отличия разработанных и изготовленных внутриреакторных экспериментальных устройств, их схемы имеют общие основные элементы, а именно:

- чехол ТВС с размещенной внутри него топливной сборкой, состоящей из заданного числа модельных твэлов, расплавляемой в процессе пуска реактора ИГР для получения смеси расплава двуокиси урана (топлива) и нержавеющей стали (оболочек твэлов);
- внутренняя труба (или ее имитатор), заполненная или незаполненная натрием, стенка которой проплавляется смесью двуокиси урана и нержавеющей стали, и служащая для направленного перемещения расплава под действием перепадов давления и силы тяжести;
- ловушка расплава, обеспечивающая прием расплава, переместившегося в ходе эксперимента из полости чехла ТВС и обеспечивающая условия безопасной эксплуатации силового корпуса;
- силовой корпус, обеспечивающий условия безопасного проведения эксперимента;
- средства измерения параметров эксперимента.

В экспериментальном устройстве ЭУ1 исследовались процессы разрушения расплавом топлива стенки, охлаждаемой газом или жидким натрием. В эксперименте ЭУ2 исследовались процессы перемещения расплава по «сухой» внутренней трубе, а в двух экспериментах ЭУ3, ЭУ4 исследовались процессы перемещения расплава по внутренней трубе, заполненной жидким натрием. В экспериментальном устройстве ЭУ5 исследовались условия разрушения двойной стенки, контактирующей с жидким натрием. Устройство ЭУ6 предназначено для исследований процесса перемещения расплава топлива вверх по трубе, заполненной натрием. Последовательность проведения внутриреакторных экспериментов схематично показана на рисунке 1.

Одним из основных ожидаемых результатов исследований является экспериментальное подтверждение возможности создания активной зоны с использованием в конструкции ТВС внутренних труб, обеспечивающих направленное (контролируемое) перемещение расплавленного топлива.

В процессе развития аварийной ситуации в энергетическом реакторе с такой конструкцией ТВС выделяют четыре основных фазы:

- начальная фаза - характеризуется разрушением твэлов и плавлением топлива;

- фаза раннего выведения топлива - характеризуется выбросом части расплава топлива (около 20 %) вверх через внутреннюю трубу;
- фаза перемещения материалов - характеризуется плавлением оставшегося в активной зоне топлива за счет остаточного тепловыделения и выводом расплава топлива в нижнюю часть корпуса реактора через направляющие трубы регулирующих стержней;
- фаза охлаждения, в процессе которой осуществляется продолжительное охлаждение расплава топлива, выведенного из активной зоны.

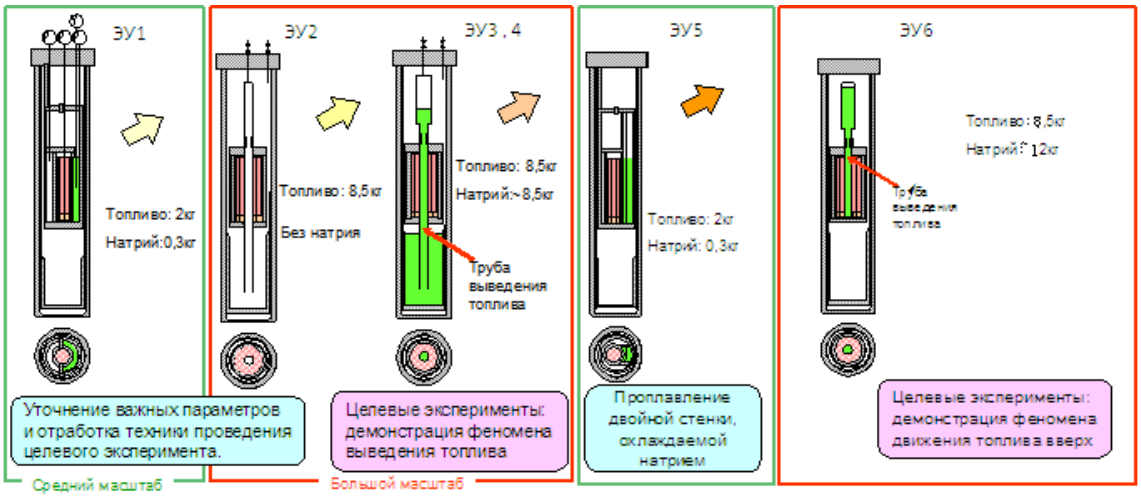


Рисунок 1. Последовательность реализации программы внутриреакторных экспериментов

На третьей фазе развития аварии возникает ситуация, когда под действием остаточного выделения в нерасплавленных фрагментах топлива на металлические элементы конструкции активной зоны образуется бассейн расплавленного металла, который начинает контактировать с направляющей трубой регулирующего стержня [7].

В качестве вывода можно сказать, что существует возможность контролируемого выведения расплава материалов активной зоны реактора на быстрых нейтронах по внутренней трубе тепловыделяющей сборки.

Список литературы:

1. Серия норм МАГАТЭ по безопасности. Безопасность атомных электростанций: проектирование. Требования. N NS-R-1. Вена. МАГАТЭ, июнь 2003.
2. The International Nuclear Event Scale (INES). User’s manual 2001 edition. Jointly prepared by IAEA and OECD/NEA International Atomic Energy Agency. Vienna, 2001.
3. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97. НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 14.11.1997 г. №9.
4. Buksha, Yu. On Approaches Applied Analysis of Melt-down Accident in BN-800 Type Reactor // Proc. IAEA/IWGFR Techn. Committee Meet. on Material-Coolant Interactions and Material Movement and Relocation in LMFR's, O-arai, Ibaraki, Japan, June 6-9, 1994. – O-arai Engineering Center, PNC, 1994. P. 541-544.
5. Исследование процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны: отчет о НИР / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников. – Курчатов, 2009. – 72 с.
6. Анализ условий безопасного проведения испытаний экспериментального устройства ID3. Исследования в обоснование безопасного использования объектов ядерной техники: отчет о НИР / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников. – Курчатов, 2011. – 85 с.
7. Ю.С. Васильев, А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Гайдайчук, В.М. Котов, В.А. Зуев, С.З. Хаметов, А.В. Пахниц. Отчет о научно – исследовательской работе. Анализ условий безопасного проведения испытаний экспериментального устройства ID3. / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2011. С.6-7.

Ядерная энергия в процессе индустриализации - модернизации во Вьетнаме

Нгуен Ван Ву
Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск
sir.nguyenvu92@gmail.com

В процессе индустриализации - модернизация страны, строительство атомных электростанций считаются стратегической задачей, это не только решит проблему электрической энергии, но и принесёт другую практическую пользу.

Сегодня во Вьетнаме, вырабатывают электроэнергию в первую очередь тепловые станции и гидроэлектростанции. В последние годы, в связи с обмелением рек генерирующая мощность гидроэлектростанции серьезно страдает. Дефицит электроэнергии наблюдается по всей территории Вьетнама. И эта проблема требует от нас разработки стратегий для решения неотложных потребностей, регулирования энергетического баланса для развития индустриализации страны. Между тем, энергетические ресурсы во Вьетнаме разнообразные, но не в изобилии. Использование возобновляемых источников энергии, таких как энергии ветра, солнца, приливов, геотермальных вод в связи с высокими издержками производства и не стабильными результатами следует создавать только в малых объемах, и это не является решением проблемы энергетического баланса. Кроме того, импорт электроэнергии, угля, газа из-за рубежа, чтобы восполнить этот недостаток не является долгосрочным планом, если рассматривать его с точки зрения национальной энергетической безопасности и устойчивого развития. В подобной ситуации, развитие ядерной энергетики рассматривается как лучший выбор и является основной движущей силой процесса индустриализации - модернизации Вьетнама в будущем.

Хотя в настоящее время в мире существует весьма много общественных мнений против расширения и развития атомных электростанций. Но основной вклад этого сектора для развития экономики и общества многих стран не вызывает сомнений. Поэтому к 2020 году Вьетнам завершит строительство первой электростанции и она будет введена в эксплуатацию, чтобы удовлетворять потребности экономического и социального развития страны.

По данным АО Министерства науки - технологии, спрос на электроэнергию во Вьетнаме растет на 17% в год (в последние 3 года). В 2015 году нехватка электроэнергии - около 8 млрд. кВт-ч, и в 2020 году - 36-65 млрд. кВт-Ч. Тенденция к росту дефицита электроэнергии растет. Главная проблема в том, что мы хотим преодолеть этот кризис. В этом аспекте на помощь придет только строительство атомных электростанций, чтобы удовлетворить спрос. Таким образом, стратегия применения атомной энергии в мирных целях является необходимой, не только для удовлетворения потребностей дефицита электроэнергии, но и для других целей.

Практика доказала, что ядерная энергетика предоставляет дешевый источник энергии. Ядерная энергетика может обеспечивать электроэнергией более 50 – 80% населения по сравнению с традиционными источниками энергии. Атомные электростанции имеют преимущество, они постоянно активны, только через 2 года их останавливают на некоторое время, чтобы заменить топливо в реакторах. В это время гидроэлектростанции могут быть остановлены или уменьшают свою мощность во время сухого сезона. Кроме того, строительство атомной электростанции намного проще, чем гидроэлектростанции. Атомная электростанция не требует большой площади, не изменяет качество воды в реке как гидроэлектростанция, при правильной эксплуатации не нарушает экологическое равновесие, не влияет на условия жизни людей. По данным МАГАТЭ, развитие гидроэлектростанций в Азии будет дорогим и неразумным выбором. Так как Азия - населенный континент, там преобладают стихийные бедствия, большинство населения проживает вдоль берега реки. Дело в том, что большинство стран, которые хотят обеспечить темпы экономического развития в национальной электроэнергетической системе, должны развивать ядерную энергетику. В области охраны окружающей среды, ядерные отходы на самом деле не страшны как отходы ископаемого топлива или других форм энергии. Например, шлаки электростанций рассеваются в окружающую среду в большом количестве, в состав шлака входят тяжелые металлы, из – за чего шлаки отрицательно влияют на здоровье людей. Кроме того, ядерные реакторы атомных электростанций не выпускают парниковые газы, и способствует сдерживанию глобального потепления и изменению климата. Однако, чтобы осуществить строительство первой атомной электростанции во Вьетнаме, мы столкнемся со многими проблемами. Проблемы, связанные с этим типом энергии – это энергическая безопасность, в частности – это безопасность техники атомных электростанций и утилизация ядерных отходов. Кроме того, существует опасность по отношению к распространению ядерного оружия, также не малую роль играет безопасность ядерных объектов страны. Для стран, которые первый раз

реализуют проект атомной энергетики, как Вьетнам, существуют вопросы, которые волнуют в первую очередь: нехватка рабочей силы, квалифицированных и опытных инженеров, особенно в управленческих и технических частях.

Таким образом, во Вьетнаме – строительство атомных электростанции – это необходимая мера. Развитие ядерной энергетики рассматривается как лучший выбор и является основной движущей силой процесса индустриализации - модернизации Вьетнама в будущем.

Список литературы:

1. http://www.varans.vn/ShowItems.asp?actType=23&ItemID=626&TypeGrp=1&menuid=103110 &menulink=100000&menuup=102000
2. http://vi.wikipedia.org/wiki/Năng_lượng_hạt_nhân
3. http://vi.wikipedia.org/wiki/Công_nghiệp_năng_lượng
4. http://www.tailieuontap.com/2012/11/noi-dung-cua-cong-nghiep-hoa-hien-ai.html

Особенности зачистки бассейнов выдержки от радиоактивных иловых отложений при выводе из эксплуатации плутониевых уран-графитовых реакторов ФГУП «ГХК»

Устинов А.А., Сиренко А.Г., Антоненко М.В., Жирников Д.В., Чернов Б.И., Иванов Е.С., Музыкантов А.А., Чубреев Д.О.

ФГУП «Горно-химический комбинат», Россия, г. Железногорск

dimanch@mail2000/ru

Введение

На площадке ФГУП «ГХК» расположены три промышленных уран-графитовых реактора (ПУГР) – АД, АДЭ-1 и АДЭ-2. Реакторы вместе со вспомогательным оборудованием и коммуникациями размещены в горных выработках скального массива.

ПУГР АД являлся одноцелевым проточным реактором на тепловых нейтронах. Реактор эксплуатировался с 28.08.1958. Остановлен для вывода из эксплуатации 30.06.1992.ПУГР АДЭ-1 проектировался как энергетический, но эксплуатировался как одноцелевой и работал в проточном режиме с 20.07.1961. Остановлен для вывода из эксплуатации 29.09.1992.ПУГР АДЭ-2 эксплуатировался с 30 января 1964 года в двухцелевом режиме, кроме наработки оружейного плутония обеспечивал теплом и электрической энергией город Железногорск, остановлен 15 апреля 2010 года для вывода из эксплуатации.

После остановки ПУГР АД, АДЭ-1, АДЭ-2 приведены в ядерно-безопасное состояние. В настоящее время из активной зоны реакторов полностью выгружены все тепловыделяющие элементы, на реакторах проводятся подготовительные работы к полному выводу из эксплуатации.

Одной из главных проблем вывода из эксплуатации является проблема наличия радиоактивных иловых отложений на дне бассейнов выдержки, которые использовались в течение всего времени работы реакторов для временного хранения облучённых урановых блоков. Бассейны заполнены водой, которая после минимальной водоподготовки поступала из реки Енисей. Технология не предусматривала стопроцентную очистку поступающей воды, поэтому в воде всегда присутствовали природные иловые отложения, представляющие собой трудно-фильтруемые водонасыщенные осадки, состоящие из тонкодисперсных минеральных частиц с содержанием органических веществ. В результате многолетней эксплуатации на дне бассейнов скопилось по примерной оценке ≈210±40 тонн низко- и средне активных радиоактивных отходов. Обследование бассейнов показало, что иловые отложения покрывают дно бассейнов неравномерно, под илом находятся авиалевые блоки в значительном количестве.

Таким образом, одной из важных задач вывода из эксплуатации является задача отверждения жидких радиоактивных отходов (иловых отложений) и подготовка их к длительному захоронению.

Технология иммобилизации жидких радиоактивных отходов

Первый этап: зачистка бассейнов выдержки.

Второй этап: отверждение иловых отложений.

Третий этап: складирование и хранение упакованных отверждённых отходов.

На ФГУП «ГХК» разработана технология, позволяющая дистанционно проводить зачистку бассейнов выдержки и одновременно концентрировать иловые отложения для дальнейшей переработки. В предложенном докладе изложены практические аспекты реализации

первого этапа иммобилизации жидких радиоактивных отходов на реакторном заводе ФГУП «ГХК».

Зачистка бассейнов выдержки – это комплекс мероприятий, направленных на удаление иловых отложений и твёрдых элементов со дна бассейнов. Сбор иловых отложений и авиалевых блоков осуществляется без осушки бассейнов, под слоем воды от полутора до шести метров.

При зачистке бассейнов используется следующее оборудование: станция откачки; устройство распульповки иловых отложений с электронным блоком управления; устройства для размыва илов прямоточное и Г-образное; эрлифт; погружные насосы; грейфердвухчелюстной пневмогидравлический; клещи ручные с фиксатором и видеокамерой; грабли донные; барьеры заградительные; прожектора переносные; защитные противорадиационные маты.

Для контроля выполнения работ используется видео- и фото- оборудование. Контроль радиационного фона производится постоянно.

Характеристика оборудования

Станция откачки. Предназначена для перекачивания воды с донными отложениями из очищаемого бассейна в бассейн-отстойник.

Состав: циркуляционный насос POMONA; заборное устройство с насадками; трубопровод для откачки илов; гибкие шланги на всасе и напоре.

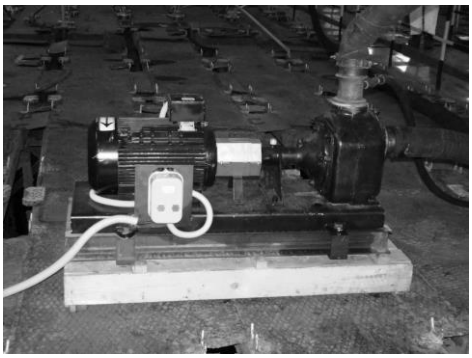


Рис. 1 Циркуляционный насос POMONA

Рис. 2 Нижний Т-образный оголовок заборного устройства

Устройство распульповки иловых отложений. Предназначено для размывания слежавшихся иловых масс под слоем воды до шести метров.

Состав: гидромонитор; воздухораспределитель; трубопроводы подачи воздуха; электрические клапана; электронный пульт управления.

Работа устройства распульповки осуществляется следующим образом. На дно бассейна устанавливается корпус гидромонитора, вода самотёком заполняет корпус. Через впускной клапан в корпус гидромонитора подаётся сжатый воздух, который вытесняет воду из полости гидромонитора через две противоположно направленных форсунки. Струи воды, выходящие из форсунок, размывают слежавшиеся иловые отложения в радиусе 1,2 метра. После вытеснения всей воды из корпуса гидромонитора цикл повторяется. Гидромонитор работает в автоматическом режиме под управлением электронного блока.

Устройства для размыва илов: прямоточное и Г-образное. Предназначены для ручного размывания слежавшихся иловых масс в труднодоступных местах и смыва ила с металлоконструкций.

Устройство для размыва – это пожарный брандспойт, закреплённый на металлической трубе. Устройство с помощью переходников соединяется состанцией откачки, либо с линией противопожарного водопровода. Устройство позволяет дистанционно смывать ил с металлических конструкций бассейна, обмывать технологические ковши, размывать ил в труднодоступных местах бассейнов. Используются насадки двух видов – прямоточная и Г-образная.

Грейфер двухчелюстной пневмогидравлический Предназначен для сбора россыпи авиалевых блоков со дна бассейнов.

Клещи ручные с фиксатором и видеокамерой. Предназначены для ручного сбора россыпи авиалевых блоков со дна бассейнов из труднодоступных мест. Видеокамера обеспечивает поиск блоков и позволяет наблюдать за захватом блоков.

Эрлифт. Предназначен для подъёма авиалевых блоков со дна бассейна. Принцип действия основан на эффекте инжекции при прохождении сжатого воздуха через сопло. При работе эрлифта

вода вместе с авиалевыми блоками подаётся в сборный ковш, где происходит отделение блоков, а вода возвращается в бассейн.

Погружные насосы. Предназначены для перекачки осветленной воды из бассейна-отстойника обратно в зачищаемый бассейн.

Барьеры заградительные. Предназначены для выгородки участков на дне бассейнов на заключительном этапе «чистовой» зачистки.

Прожектора переносные. Предназначены для освещения дна бассейнов при обследовании (электропитание 12 вольт).

Защитные противорадиационные маты типа РЗГМ-2 (размер 1200х590 мм). Предназначены для снижения дозовых нагрузок на персонал. Укладываются на настил очищаемого бассейна в районе работ, позволяют уменьшить дозовую нагрузку в 1,8 раза.

Технология зачистки бассейнов выдержки

Обследование бассейна, примерная оценка количества иловых отложений, снятие подробной картограммы радиационного фона дна зачищаемого бассейна, выявление районов с повышенным радиационным фоном.

«Черновая» зачистка дна бассейна под слоем воды до шести метров

Размыв иловых отложений пульсационным гидромонитором и их откачка с помощью циркуляционного насоса.

Обследование дна бассейна и выявление скопления блоков.

Сбор блоков из скоплений в ковш с помощью эрлифта, сбор единичных блоков в ковш вручную клещами.

Понижение уровня воды в зачищаемом бассейне до ≈ 1,5 м.Фотографирование металлоконструкций до обмывки.

Смыв иловых отложений с металлоконструкций бассейна с помощью прямоточного устройства для размыва.

Повторная откачка иловых отложений с помощью циркуляционного насоса и пульсационного гидромонитора.

Полное опорожнение бассейна, обследование дна зачищенного бассейна, металлоконструкций и ковшей, фотографирование результатов «черновой» зачистки бассейна. Снятие картограммы радиационного фона дна.

«Чистовая» зачистка дна бассейна под слоем воды до полутора метров.

Заполнение бассейна до уровня ≈ 1,5 м.

Выгораживание участка дна бассейна установкой заградительных барьеров.

Установка в выгороженный участок заборного устройства циркуляционного насоса, гидромонитора, Г-образного устройства для размыва.

Размыв иловых отложений пульсационным гидромонитором, Г- образным устройством с одновременной откачкой ила циркуляционным насосом.

Последовательное выполнение операций чистовой отмывки на всей площади бассейна.

Полное опорожнение бассейна, обследование дна зачищенного бассейна, концентрация оставшихся блоков с помощью Г-образного устройства для размыва, донных граблей. Сбор блоков грейфером в сборный ковш.

Обследование дна зачищенного бассейна, фотографирование.

Важным элементом технологии зачистки является бассейн-отстойник. Бассейн-отстойник представляет собой ёмкость объёмом 144 м^3, в качестве которой используется специально подготовленный один из бассейнов, использовавшихся ранее в технологической цепочке работ с облучёнными блоками. Вода с илом из очищаемого бассейна сбрасывается в бассейн-отстойник, где происходит осаждение ила, а осветлённая вода с поверхности возвращается в очищаемый бассейн.

Процесс зачистки

Размывка иловых отложений осуществляется пульсационным гидромонитором. Гидромонитор переставляется при помощи крана по дну бассейна. Сбор иловых отложений осуществляется с помощью станции откачки из района, где происходит размывка. В процессе откачки заборное устройство при помощи крана перемещается по дну зачищаемого бассейна вслед за гидромонитором. Вода с илом перекачивается в бассейн-отстойник, контроль запульпой, поступающей из станции откачки, и уровнем пульпы в бассейне осуществляется дистанционно с помощью систем видеонаблюдения. После наполнения бассейна-отстойника система откачки промывается чистой водой, насос отключается от сети.

Откачанная вода в бассейне-отстойнике выдерживается в течение двух-трёх часов. После осаждения тяжёлой фракции, осветлённая вода из бассейна-отстойника погружными насосами откачивается в зачищаемый бассейн. Цикл повторяется до окончания зачистки бассейна.

На этапе чистовой зачистки методом выгораживания части дна бассейна удаётся полностью удалить ил в труднодоступных участках бассейнов.

Обеспечение безопасности при производстве работ

Работа по зачистке бассейнов связана с воздействием вредных производственных факторов: повышенный уровень ионизирующих излучений в рабочей зоне; повышенная ионизация воздуха; повышенный уровень шума на рабочем месте; повышенный уровень вибрации; повышенный уровень электромагнитных излучений.

К работе по зачистке допускаются лица не моложе 18 лет, не имеющие ограничений по состоянию здоровья к работе в условиях ионизирующих излучений.

Радиационная безопасность персонала обеспечивается ограничениями допуска к работе с источниками излучения по возрасту, полу, состоянию здоровья, уровню предыдущего облучения и другим показателям. Для защиты персонала от радиационного воздействия применяются противорадиационные маты, позволяющие уменьшить дозовую нагрузку ≈ в 1,8 раза. Все работы по зачистке бассейнов выдержки производятся в присутствии и под контролем дозиметриста.

Заключение

На ФГУП «ГХК» разработана технология, позволяющая дистанционно проводить зачистку бассейнов выдержки и одновременно концентрировать иловые отложения для дальнейшей переработки.

Разработано и изготовлено оборудование, позволившее реализовать технологию дистанционной зачистки бассейнов выдержки.

Технология прошла практическую проверку, в результате применения уже зачищены четыре бассейна выдержки, в бассейне-отстойнике собрано 60 кубометров иловых отложений.

При реализации технологии найдены технические решения и способы, позволяющие значительно ускорить процесс зачистки и которые являются «ноу-хау» предприятия.

Список литературы:

1. Технология производства «Очистка бассейнов от иловых отложений» 2К.10285-ТХ.С.
2. «Программа зачистки бассейнов выдержки» № 212-11-07-06/3717 от 11.10.2013.
3. «Акт по зачистке от рабочих блоков и иловых отложений бассейнов выдержки в об.3/1 УЭБ СВЭ РЗ»№ 11-07-13/4057 от 01.11.2013.

Проблема полония в свинцовом теплоносителе быстрого реактора

Чуйкина А.В., Чиков М.С.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г.Томск

flipped2010@mail.ru

В последнее время тенденции развития атомной промышленности в России направлены в сторону развития быстрых реакторов. В настоящее время эксплуатируется реактор БН-600, к физпуску готовится БН-800, а также существует множество других инновационных проектов быстрых реакторов. На существующих реакторах в качестве теплоносителя используется натрий. Однако, из-за большой пожароопасности натрия и, свзанной с этим, сложности и дороговизны инженерных систем, предлагаются альтернативные теплоносители. Одним из таких альтернативных теплоносителей является свинец. В качестве преимуществ свинца можно выделить большие мировые запасы (приблизительно 108 тонн), низкая стоимость (около 1$/кг), малое сечение упругого, неупругого рассеяния и поглощения (меньше 1 барн) [1]. При использовании такого вида теплоносителя возникает также множество проблем. Одной из таких проблем является накопление радиоактивных и высокотоксичных изотопов Po209 и Po210.

Природный свинец (Pbnat) состоит изчетырех стабильных изотопов, процентное содержание которых 1,4 % Pb204, 24,1 % Pb206, 22,1 % Pb207 и 52,4 % Pb208.

В активной зоне быстрого реактора изменение изотопного состава свинца обусловлено, в основном, реакциями радиационного захвата и реакциями типа (n,2n). Радиоизотоп Pb209 образуется путем реакции радиационного захвата из изотопа свинца Pb208, составляющего большую часть его естественного состава (рис. 1).

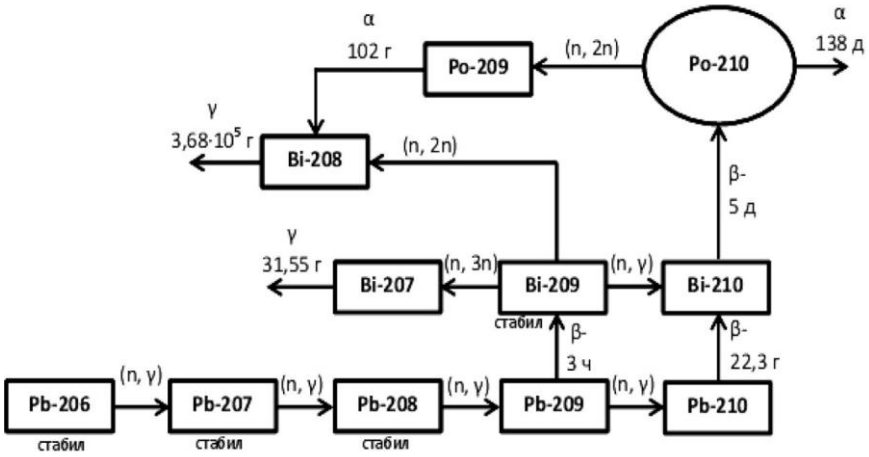


Рис. 1Процессы ядерных превращений изотопов свинца

Нестабильный изотоп Pb209путем бета-распада переходит в стабильный изотоп Bi209. В результате реакции радиационного захвата этот стабильный изотоп переходит в короткоживущий Bi210, который, посредством бета-распада превращается в Po210. Этот изотоп является очень токсичным излучателем с энергией излучения альфа-частиц Eα=5,3 МэВ и на него действуют жесткие требования НРБ. Уровень его освобождения от радиационного контроля – при значениях удельной активностиA=1·104 Бк/кг. В результате реакции типа (n,2n) Po210 образует Po209 (T1/2=102 года, Eα =4,8 МэВ).

При расчете активации теплоносителя использовалась схема образования радионуклидов, представленная на рис. 1.

В таблице 1 приведены расчетное содержание Po209 и Po210 и их активность, нарабатываемые в природном свинце после облучения в быстром реакторе в течение 30 лет. По этим данным можно сделать вывод, что наведенная в Pbnatактивность по изотопу Po210 в 107превосходит уровень освобождения от жесткого радиационного контроля.

Таблица 1. Содержание изотопов полония в 1 кг Pbnatпосле 30 лет облучения в спектре нейтронов быстрого реактора

Изотоп	Активность радиоизотопа в 1 кг Pbnat, Бк/кг	Содержание изотопа в 1 кг Pbnat, г/кг
Po209	1,85·106	3,06·10-6
Po210	1,17·1011	6,35·10-4

В таблице 2 приведены значения относительной опасности и активности радиоизотопов, попадающих в окружающую среду в результате запроектной аварии быстрого реактора с повреждением корпуса и гермообъема[3].

Таблица 2.Относительная опасность и выброс активности при запроектной аварии быстрого реактора

Наименование	Радионуклид						
	Po	Hg	I	Zn	Cs	As	Cd
Активность, Кюри	3	1200	60	500	100	300	100
Относительная опасность	0,400	0,200	0,160	0,100	0,080	0,044	0,006

Присутствие Po210 в составе выброса вызвано активацией свинцового теплоносителя, а наличие остальных нуклидов связано с негерметичностью тепловыделяющих стержней. На долю Po210 приходится самая большая часть потенциальной радиационной опасности.

В качестве альтернативы, которая могла бы преодолеть это недостаток свинцового теплоносителя, исходя из процессов ядерных превращений на рис.1, может быть использован свинец, обогащенный по изотопу Pb206. При обеднении теплоносителя изотопом Pb208, Pb209 будет образовываться гораздо меньше, а с ним и остальных высокотоксичных изотопов.

Исследования РНЦ «КИ» показывают возможность на практике обогатить природный состав свинца на центрифужных каскадах. Рабочим веществом при разделении стабильных изотопов является летучее соединение –тетраметил свинца – Pb(CH3)4, с достаточно изученными физико-химическими свойствами и совместимостью с материалами центробежного оборудования[4]. В результате обогащения можно получить свинец, обогащенный по изотопу Pb206 на 96,4 %. Содержание изотопа Pb208 при этом составляет 0,1 %.

В таблице 3 приведены результат расчета активности радиоизотопов полония в 1 кг изотопа Pb206 после 30 лет облучения в спектре нейтронов быстрого реактора.

Таблица 3.Содержание изотопов полония в 1 кг Pb206после 30 лет облучения в спектре нейтронов быстрого реактора

Нуклид	Активность радиоизотопа, Бк/кг	Содержание радиоизотопа, г/кг
Po209	5,59·101	9,35·10–11
Po210	6,61·106	3,92·10–8

Видно, что уровень активности изотопов полония снижается в 105 раз. Это уже гораздо ближе к нормативным значениям, предусмотренным НРБ. Можно сделать вывод о том, что использование Pb206 вместо свинца естественного состава практически решает проблему полония в теплоносителе быстрого реактора.

Список литературы:

1. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И.и др. Высокообогащенный свинец-206 для малой атомной энергетики // В сб.: Доклады 5-й Всероссийской научной конференции “Физико-химические процессы при селекции атомов и молекул”. М.: ЦНИИатоминформ, 2000, с. 186–189.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СП 2.6.1.758-99. М., Минздрав России, 2009 г.
3. Орлов В.В., Леонов В.Н., и др. Детерминистическая безопасность реакторов БРЕСТ // В сб.: Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях. Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1999, т. 2, с. 440–449.
4. Хорасанов Г.Л., Иванов А.П. и др. Малоактивируемый теплоноситель на основе изотопа свинца Pb-206 для перспективных ЯЭУ // В сб.: Доклады 4-й Всероссийской (Международной) научной конференции “Физико-химические процессы при селекции атомов и молекул”. М.: ЦНИИатоминформ, 1999, с. 262–267.

Исследование процесса гетерогенного каталитического разложения комплексона трилона б в азотнокислых растворах

Г.А. Апальков, И.Г. Ефремов, А.Н. Дьяченко*, А.Ю. Жабин, Г.Г. Кокарев
ФГУП «Горно-химический комбинат», Россия, г. Железногорск
**Национальный Исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск*
glebaldo@mail.ru

Введение

Одной из задач в обеспечении радиационной безопасности при эксплуатации атомных электростанций и радиохимических производств является решение проблемы очистки и переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО), образующихся при проведении работ по дезактивации оборудования и эксплуатации спецпрачечных [1].

Основным компонентом дезактивирующих растворов являются комплексообразующие вещества, которые образуют прочные растворимые комплексы с радионуклидами 134Cs, 137Cs, 60Co. В качестве таких веществ при дезактивации находят применение полифосфаты, аминополикарбоновые кислоты, лимонная, щавелевая, винная, плавиковая кислоты и их соли - цитраты, оксалаты и фториды. Из органических комплексообразователей типа аминополикарбоновых кислот, называемых обычно комплексонами и применяемых на АЭС, наибольшее значение для дезактивации имеет этилендиаминтетрауксусная кислота (ЭДТА) и ее двунатриевая соль (трилон Б). Устойчивость комплексов, образуемых ЭДТА (ее солями), так высока, а концентрация свободного катиона, образуемого в результате диссоциации комплекса, настолько мала, что при этом не достигается значения произведения растворимости для

большинства труднорастворимых соединений, присутствующих в воде теплообменного и теплоэнергетического оборудования. Это и обуславливает эффективность комплексона.

Отсюда следует, что переработка ЖРО значительно упрощается после удаления или разрушения содержащихся в них комплексонов, которые связывают радионуклиды и затрудняют их выделение традиционными физико-химическими методами.

Процесс деструкции комплексонов (ЭДТА, трилон Б) может происходить при добавлении различных окислителей, таких как пероксид водорода и др. [2]. В числе других способов можно выделить методы озоно-пероксидного окислительного (O3, H2O2) и пероксидно-фотоокислительного (УФ/H2O2) разложения комплексонов [3],[4]. Проведение таких процессов требует строгого определения и соблюдения таких параметров как pH среды (раствора), температуры, концентрации окислителей и др. Также можно судить о малой эффективности данных процессов ввиду продолжительности по времени их проведения. Отсюда следует, что в чистом виде данные процессы невозможно назвать оптимальными для промышленного использования.

В процессе обработки по предлагаемому способу происходит термическое декарбоксилирование, заключающееся во внутримолекулярной перегруппировке, при которой от молекулы комплексона в присутствии гетерогенного катализатора отщепляется несколько молекул диоксида углерода. Комплексующие свойства комплексона при этом полностью исчезают и растворы в дальнейшем можно перерабатывать обычными методами [6].

Целью данной работы являлось повышение эффективности разложения комплексона трилона Б в азотнокислых растворах путем применения гетерогенного платинового катализатора.

Экспериментальная часть

В качестве катализатора при проведении экспериментов был взят платиновый катализатор на основе ионообменной смолы ВП-1АП, применяемый при получении U(4+) в азотнокислых средах [5]. Технологический процесс получения платинового катализатора состоит из следующих основных переделов:

-приготовление исходного раствора платино-хлористоводородной кислоты;

-приготовление исходного раствора платино-хлористоводородной кислоты с концентрацией платины 100±5 г/л;

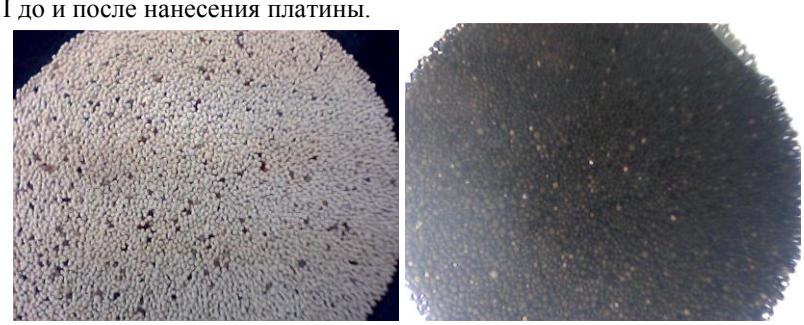
-подготовка поверхности смолы ВП-1АП для платинирования;

-приготовление раствора платинирования;

-приготовление платинового катализатора на ионообменной смоле.

Приготовление платинового катализатора проводили путём пропитки смолы ВП-1АП щелочным раствором платины при массовом соотношении гидроксида натрия и платины (в пересчёте на металл) равном 4-6, с последующей промывкой водой и обработкой раствором гидразингидрата.

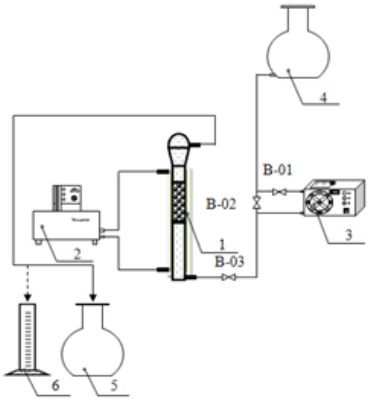
Процентное содержание платины на носителе определяли после обработки навески катализатора царской водкой с последующим определением платины в растворе спектрофотометрическим методом с использованием хлорида олова. На рисунке 1 изображена смола ВП-1АП до и после нанесения платины.



а) б)

Рис. 1. Смола ВП-1АП до (а) и после (б) нанесения платины.

Параметры колонны с катализатором 2-4% Pt/ ВП-1АП: высота слоя катализатора – 11,5 см, внутренний диаметр колонки ~ 2,7 см. Колоночный объем ~66 мл. Соотношение диаметра насыпного слоя катализатора к его высоте ~1:4,9. Общая схема лабораторной установки представлена на рисунке 2.



1 – Колонна с рубашкой;

2 – Термостат;

3 – Перистальтический насос;

4 – Емкость с исходным раствором;

5 – Приемная емкость;

6 – Мерный цилиндр;

В-01, В-02, В-03 игольчатые вентили для регулирования расхода.

Рис. 2. Лабораторная установка для изучения гетерогенного каталитического метода разложения комплексона трилона Б.

Исходные данные процесса:

- состав исходного раствора: трилон Б, азотная кислота, пероксид водорода, вода;
- расход исходного раствора – 7 колон.об/ч;
- время контакта раствора, содержащего трилон Б, с катализатором ~ 50 с;
- температура – 70÷98 °С.

Раствор после каталитической колонны собирался порциями по 50 мл и анализировался на содержание трилона Б и HNO3.

Обсуждение результатов

В ходе выполнения экспериментов по каталитическому разложению раствора, содержащего комплексон трилон Б и азотную кислоту разных концентраций при различных температурах, были получены следующие данные:

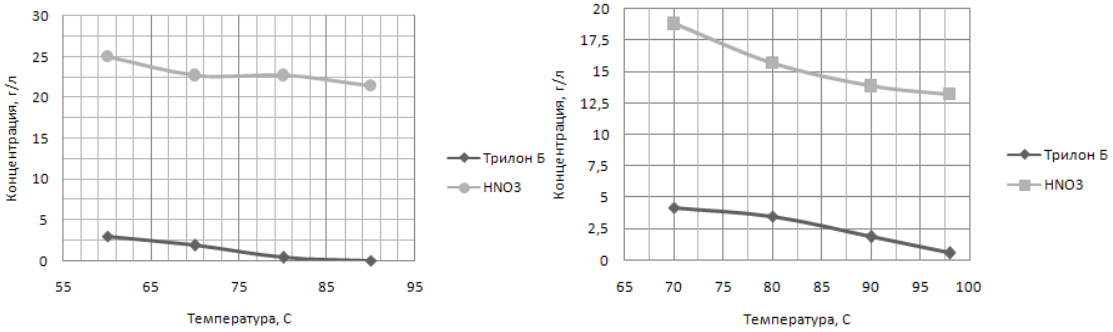


Рис. 3. Зависимость разложения трилона Б от температуры процесса.

При температурах 90-98°С наблюдалось практически полное разложение комплексона (~99,91%), остаточная концентрация трилона Б составила <1 мг/л (при исходной концентрации 10 г/л). Однако в дальнейших экспериментах, руководствуясь данными по составам дезактивирующих растворов радиохимических производств и АЭС, содержащих комплексоны (в том числе трилон Б), содержание трилона Б было установлено на уровне 1-2 г/л.

Скорость пропускания раствора через слой катализатора (скорость потока) – 7 колон.об./ч. Наблюдалось также незначительное разложение азотной кислоты (~5-10%). Возможен незначительный разброс значений степени разложения комплексона (в пределах трех- четырех десятых долей процента) с полученными значениями, что объясняется цикличностью накопления на поверхности катализатора и уноса продуктов разложения трилона Б и HNO3. В результате накопления на поверхности катализатора продуктов разложения уменьшается площадь поверхности катализатора и уменьшается степень разложения катализатора. Данная проблема решалась предварительной активацией колонны 1-3М раствором HNO3 в течение 30 минут.

В ходе выполнения работы было изучено влияние концентрации азотной кислоты на процесс каталитического разложения трилона Б. Данные представлены на рисунке 4.

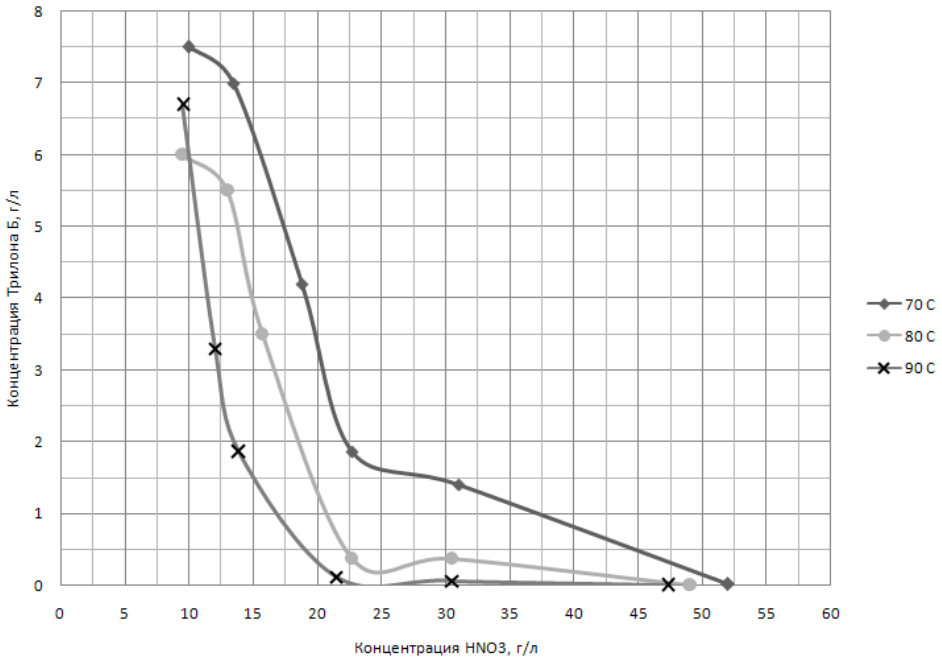


Рис. 4. Влияние концентрации HNO3 на процесс каталитического разложения трилона Б.

Как видно из графика (рисунок 4), повышение концентрации азотной кислоты значительно увеличивает эффективность процесса гетерогенного каталитического разложения трилона Б. При повышении содержания HNO3 до 45-50 г/л наблюдается практически полное разложение (до 99,9%) комплексона. Однако, учитывая температурный фактор, возможно добиться полной деструкции трилона Б уже при концентрации HNO3 22-25 г/л, повысив температуру процесса до 90°С.

При снижении концентрации HNO3 до значений 5-8 г/л полного разложения трилона Б не происходит (остаточная концентрация комплексона составляет 0,3-0,4 г/л). Для этого в систему был введен дополнительный окислитель – пероксид водорода. Эффективность процесса значительно повышается даже при содержании азотной кислоты на уровне 0,5 г/л.

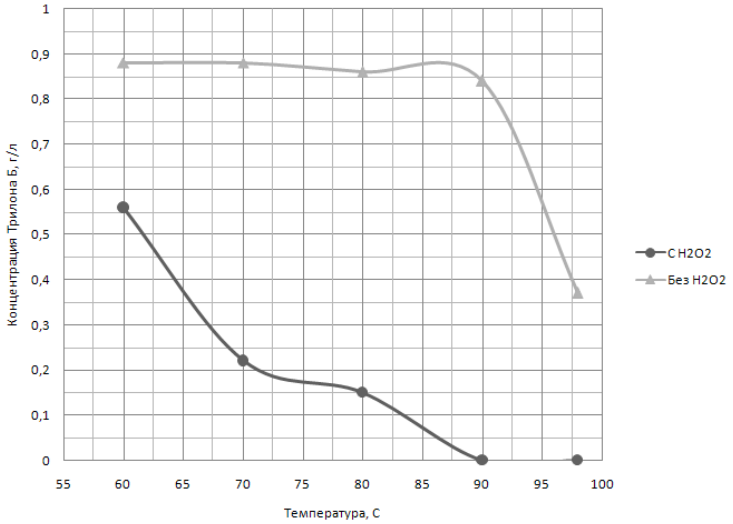


Рис. 5. Разложение трилона Б в отсутствии/присутствии H_2O_2.

В то же время, температуры свыше 80°С значительно затрудняют использование H2O2 ввиду начала разложения перекиси уже при температурах 50-60°С. В то же время, повышение концентрации H2O2 в системе снижает температуру каталитического разложения трилона Б. На рисунке 6 приведены графические зависимости разложения трилона Б в зависимости от концентрации H2O2 в исходном растворе.

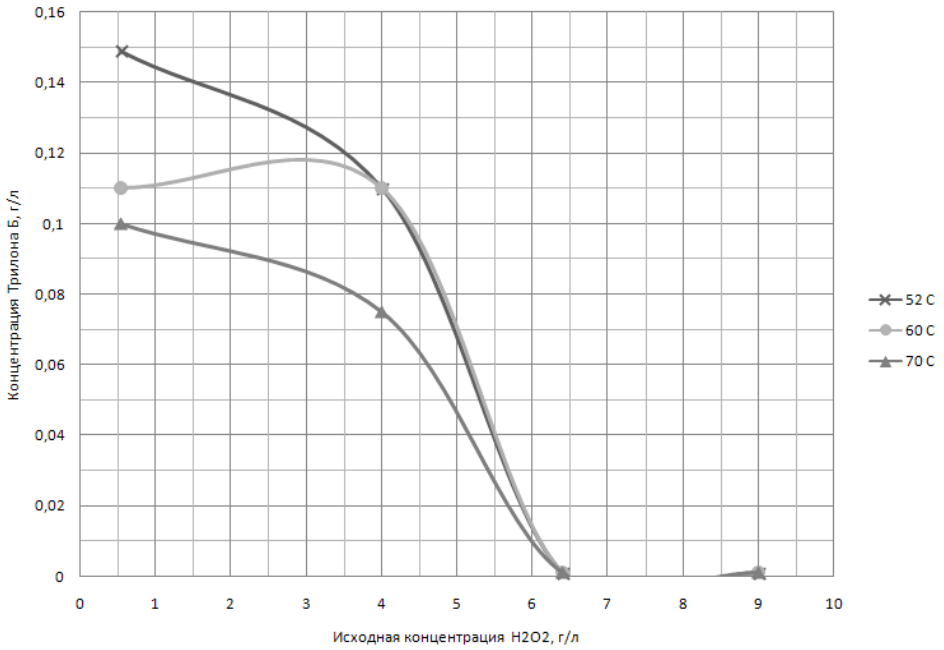


Рис. 6. Влияние концентрации H2O2 на процесс каталитического разложения трилона Б.

Таким образом, введение в систему H2O2 увеличивает эффективность разложения трилона Б до остаточных концентраций <1 мг/л уже при температурах 50-70°С. Оптимальная концентрация H2O2 в исходном растворе, содержащем комплексон трилон Б (1-2 г/л), составляет 6-7 г/л.

В настоящее время ведутся работы по дальнейшей оптимизации процесса гетерогенного каталитического разложения комплексона трилона Б в азотнокислых растворах. Рассматривается влияние различных факторов (времени контакта раствора с поверхностью катализатора, характеристик катализатора и др.) на эффективность процесса. Результаты исследований планируется выпустить в виде отдельного сообщения (статьи).

Выводы

Исследован процесс гетерогенного каталитического разложения комплексона трилона Б в азотнокислых растворах на платиновом катализаторе с носителем в виде ионообменной смолы ВП-1АП.

Разработана и предложена к использованию лабораторная установка каталитического разложения, показавшая свою эффективность (остаточная концентрация комплексона <1 мг/л).

Показано влияние температуры на процесс каталитического разложения комплексона.

Рассмотрен процесс разложения трилона Б при различных концентрациях азотной кислоты (pH=0-4).

Изучено влияние пероксида водорода на процесс каталитической деструкции комплексона трилона Б.

Оптимальными условиями для проведения каталитического разложения трилона Б на платиновом катализаторе с носителем ВП-1АП можно считать следующие условия: исходная концентрация комплексона – 1-2 г/л, перекиси – 6 г/л, температура – 70-80°С. Степень разложения составляет при этом 99,91%.

Список литературы:

1. Combined Methods for Liquid Radioactive Waste Treatment: Final report of a coordinated research project 1997–2001. International Atomic Energy Agency, Vienna, IAEA, 2003. 246 p. (IAEA-TECDOC-1336).
2. Арустамов А.Э., Зинин А.В., Красников П.В., Прилепо Ю.П., Перевезенцев В.В., Савкин А.Е., Свитцов А.А., Хубецов С.Б. Метод ионселективной очистки жидких радиоактивных отходов атомных станций // Безопасность жизнедеятельности. 2005. № 11. С. 13-16.
3. Лагунова Ю.О., Селиверстов А.Ф., Ершов Б.Г., Морозов П.А., Камруков А.С., Ангуладзе Ш.. //Фотоокислительное разрушение Трилона Б в щелочных растворах. Материалы 5-й международной научно-технической конференции: «Обращение с радиоактивными отходами». М: «ВНИИАЭС», 2006, С.39 – 40.

4. Лагунова Ю.О., Селиверстов А.Ф., Ершов Б.Г., Морозов П.А., Камруков А.С.,. Шашковский С.Г. //Окислительное разложение ЭДТА в водных растворах при действии УФ-излучения. Радиохимия, 2008, т.50, № 1, С. 62-66.
5. Короткевич В.М., Теровский В.С., Михайлова Н.А. и др. Восстановление уранилнитрата на платиновом катализаторе с помощью гидразина // I Российская конф. по радиохимии. – г.Дубна, 17–19 мая 1994 г.: Тез. докл. – М.: РНЦ «Курчатовский институт», 1994. – С. 202.
6. Способ разложения комплексонов в азотнокислых растворах. Патент SU 1214607A, C 02 F 1/72, 28.02.86.

К расчету возраста нейтронов в графите

Бас Т.В., Кузьмин А.В.
Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск
kuzminav@tpu.ru

В начале 40-х годов прошлого века Энрико Ферми в поисках решения уравнения замедления, выраженное через поток замедления, учел функциональную связь между летаргией замедляющихся нейтронов u с возрастом τ, т.е. «временем», прошедшим с момента испускания быстрого нейтрона до момента его детектирования. Он ввел новую переменную

$$d\tau = \frac{D(u)}{\zeta\Sigma_s(u)}du \quad \text{или} \quad \tau(u) = \int \frac{D(u)}{\zeta\Sigma_s(u)}du, \qquad (1)$$

которая позволяла оценить возраст в заданном интервале энергии по имеющимся экспериментальным данным физических свойств среды.

В выражении (1) ζ^- среднелогарифмическая потеря энергии за одно соударение; $\Sigma_S(u)-$ эффективное макроскопическое поперечное сечение рассеяния среды, см-1. Коэффициент диффузии среды, см, может быть определен через макроскопическое транспортное сечение рассеяния $\Sigma_{tr}(u)$, см-1:

$$D(u) = \frac{1}{3\cdot\Sigma_{tr}(u)}. \qquad (2)$$

Примеры расчетного определения возраста по имеющимся экспериментальным данным свойств, входящих в уравнения (1)-(2) приводятся в [1,2].

Отрывочные и недостаточно полные сведения энергетической зависимости ядерно-физических свойств элементов нацеливали исследователей на проведение прямых экспериментальных методов определения возраста, а также на расширение и уточнение базы данных по физическим свойствам реакторных материалов. Естественно, в первую очередь основное внимание было уделено углероду как первому замедлителю в ядерных реакторах на тепловых нейтронах. Примерно до 1962 года экспериментальные и аналитические результаты не давали должного согласия [3], что в первую очередь могло говорить о все ещё недостаточно корректных данных по ядерно-физическим свойствам углерода. В табл.1 приведены экспериментальные и теоретические результаты возраста при замедлении нейтронов деления с энергией $E_0 = 2\ МэВ$ до энергии индиевого резонанса $E_{In} = 1,46\ эВ$.

Первые ощутимые результаты, которые можно назвать эталонными, были получены в работе [4], методика и результаты которой подробно изложена в [5].

Таблица 1. Возраст τ1,46 в графите плотностью 1,60 г/ см3

Ссылка	Возраст, τ1,46, см2	Ссылка	Возраст, τ1,46, см2
Эксперимент	Теория		
1. Fermi (1943)	317,0	1. Goldstein (1961)	304,0 ± 3,0
2. Hill (1949)	310,6 ± 3,0	2. Joanou (1962)	305,0
3. Davey (1958)	337,9	3. Alter [4] (1964)	307,4 ± 1,0
4. Hendrie (1959)	312,6 ± 0,5		
5. Paschall [4] (1964)	307,8 ± 1,9		

В справочнике [6] представлены удобные для проведения расчетного определения возраста зависимости микроскопических сечений $\sigma_s(u)$ и $\sigma_{tr}(u)$, полученные в работах [7,8]. Приведем формулу (1) с учетом (2) к виду удобному для проведения расчетов

$$\tau(u) = \int \frac{du}{3\zeta\Sigma_s(u)\Sigma_{tr}(u)} = \frac{1}{3\bar{\zeta}N^2}\int \frac{du}{\sigma_s(u)\sigma_{tr}(u)}. \quad (3)$$

Найдем произведение микроскопических сечений, результаты сведем в табл.2.

Таблица 2. Сечения взаимодействия нейтронов с графитом в зависимости от летаргии [6]

u	σ_s, *барн*	σ_{tr}, *барн*	$\sigma_s\sigma_{tr}$, *(барн)*^{2}	u	σ_s, *барн*	σ_{tr}, *барн*	$\sigma_s\sigma_{tr}$, *(барн)*^{2}
0,00	1,732	1,533	2,655	3,00	4,400	4,052	17,829
0,25	1,880	1,664	3,128	3,25	4,450	4,116	18,316
0,50	2,195	1,925	4,225	3,50	4,515	4,190	18,918
0,75	2,505	2,179	5,458	3,75	4,555	4,241	19,318
1,00	2,805	2,438	6,838	4,00	4,590	4,335	19,897
1,25	3,095	2,702	8,323	4,25	4,610	4,354	20,072
1,50	3,385	2,982	10,094	4,50	4,635	4,377	20,287
1,75	3,665	3,254	11,926	4,75	4,675	4,415	20,640
2,00	3,900	3,494	13,627	5,00	4,690	4,429	20,772
2,25	4,100	3,702	15,178	5,25	4,700	4,439	20,863
2,50	4,250	3,872	16,456	…	…	…	…
2,75	4,350	3,989	17,352	18,185	4,700	4,439	20,863

В соответствие с данными [6] значение среднелогарифмического декремента примем постоянным и равным $\bar{\zeta} = 0,158$. Ядерную концентрацию графита N, ядер/см3, при его физической плотности γC = 1,6 г/см3 определим по известной формуле

$$N = \frac{N_A \cdot \gamma}{A} = \frac{0,6022 \cdot 10^{24} \cdot 1,6}{12,014} = 0,0802 \cdot 10^{24}.$$

Заметим, что в отечественной практике под летаргией понимают $u = \ln(E_0 / E)$, где за E_0 принята средняя энергия спектра мгновенных нейтронов деления равная 2 МэВ.

На рис.1 представлена зависимость произведения сечений от летаргии. В диапазоне летаргий $u = 0 \ldots 18,185$, что соответствует пути замедления от E_0 до стандартной энергии $E_{cm} = 0,0253\ эВ$, выделяются 2 зоны графического интегрирования уравнения (3). В результате выражение (3) с учетом данных табл. 2 можно записать для возраста тепловых нейтронов τT в виде

$$\tau_T = \frac{1}{3 \cdot 0,158 \cdot 0,006432 \cdot 10^{48}} \times \left(\frac{1}{\langle \sigma_s \sigma_{tr} \rangle} \int_0^{5,25} du + \frac{1}{(\sigma_s \sigma_{tr})} \int_{5,25}^{18,185} du \right),$$

где $\langle \sigma_s \sigma_{tr} \rangle = 14,3074\ барн^2 -$ среднее значение произведения сечений, определенное с помощью машинного кода, $(\sigma_s \sigma_{tr}) = 20,8633\ барн^2 -$ постоянное табличное значение.

Результат расчета возраста нейтронов деления при замедлении до энергии индиевого резонанса τ1,46 в графите по справочным данным, представленным в [6, стр. 327], равен: $\tau_{1,46} = 260\ см^2$. Очевидно заметное отличие от теоретической оценки Олтера [4]:

$$\delta = \frac{260 - 307,4}{307,4} = -15,4\%.$$

Наиболее вероятными причинами подобного расхождения могут быть:

- устаревшие экспериментальные данные, представленные в атласах [7,8] по транспортному сечению и сечению упругого рассеяния;

- некорректность в определении среднего значения декремента $\bar{\zeta}$.

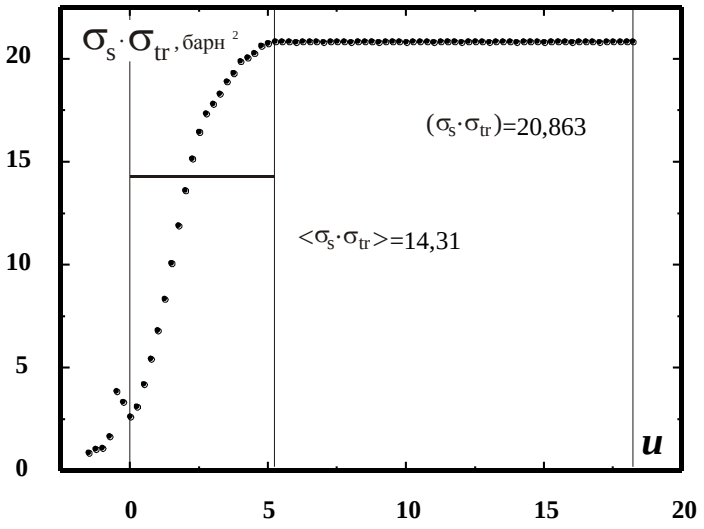


Рис. 1. Среднее < > и постоянное ( ) значения произведения сечений в границах замедления нейтронов от E_0 до E_{cm}

Проверка этих предположений с использованием современных доступных экспериментальных данных по сечениям взаимодействия графита была проведена в работе [9] с использованием групповых констант [10].

Эффективное микроскопическое транспортное сечение в табл.4 определялось по формуле

$$\sigma_{tr}(u) = \sigma_c(u) + \sigma_{in}(u) + \sigma_s(u)\cdot(1-\mu(u)),$$

где σ_c, σ_{in} – микроскопические эффективные сечения радиационного захвата и неупругого рассеяния; $\mu(u)$ – средний косинус угла рассеяния.

Отметим наиболее существенные особенности экспериментальных ядерно-физических констант по углероду, представленных в разное время в справочниках [6,10].

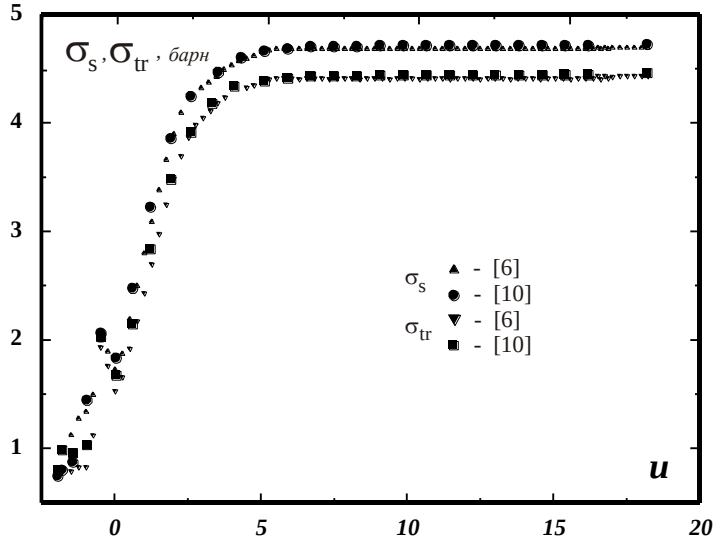


Рис.2. Сравнение сечений по разным источникам

В диапазоне летаргий $u = 0\ldots18{,}185$, соответствующем пути замедления от $E_0 = 2\ МэВ$ до стандартной энергии $E_{ст} = 0{,}0253\ эВ,$ нет резонансного поглощения и это, несомненно, создаёт возможности более точного расчёта возраста до детектируемого значения нейтронов.

Если в справочнике [6] предполагается, что среднелогарифмическая потеря энергии за одно соударение нейтрона с ядром атома углерода $\bar{\zeta}$ постоянна на всем интервале замедления, то в 28-групповой системе констант [10] учитывается зависимость её от энергии, особенно заметная в области высоких энергий.

Подобное отличие имеет место и с применением среднего косинуса угла рассеяния μ. При пользовании данными [6] эта характеристика считается постоянной и равной μ = 2/(3A), где A – массовое число элемента. В табл. 4 можно видеть, что в области высоких энергий она заметно изменяется.

Сечения $\sigma_s(u)$ и $\sigma_{tr}(u)$, представленные в [10],имеют несколько завышенные значения в сравнении с данными [6] (см. рис.2). Очевидно, согласно (4), это приведет к меньшему значению возраста и, следовательно, к большей погрешности результата. На этом основании можно говорить о большой методической погрешности данного способа расчета возраста нейтронов и о необходимости поиска других методов.

Список литературы:

1. Меррей Р. Физика ядерных реакторов. – М.: АИ, 1961. – 292 с.
2. Кузьмин А.В. Основы теории переноса нейтронов (лабораторный практикум): учеб. пособие для вузов. 2-е изд. – Томск: Изд-во ТПУ. 2010. – 192 с.
3. Бекурц К., Виртц К. Нейтронная физика. – М.: Атомиздат, 1968. – 456 с.
4. Campbell R.W., Paschall R.K. and Swanson V.A. The age of fission neutrons to indium-resonance energy in graphite // Nucl. Sci. Engng. – 1964. – V. 20. –P. 445–454.
5. Кузьмин А.В. Экспериментальное и расчетное определение возраста нейтронов деления в различных средах: учеб. пособие для вузов. 1-изд. – Томск: Изд-во ТПУ. 2011. – 232 с.
6. Гордеев И.В., Кардашев Д.А., Малышев А.В. Ядерно-физические константы: Справочник. – М.: Госатомиздат, 1963. – 507 с.
7. Hughes D.J., Magurno B.A. and Brussel M.K. Neutron Cross Sections, BNL325, Suppl. 1, 1960.
8. Hughes D.J. and Schwartz R.B. Neutron Cross Sections, BNL325, 1958.
9. Бас Т. В. Подготовка групповых констант к расчету возраста тепловых нейтронов в графите// Энергетика: эффективность, надежность, безопасность: Труды XIV Междунар. студ. научно-техн. семинара: в 2-х томах. Т.2 - Томск: Изд-во ТПУ. 2012. – С. 78-81 с
10. Групповые константы для расчета реакторов и защиты: Справочник / Л.П. Абагян, Н.О. Базаянц, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля: Под ред. М.Н. Николаева. – М.: Энергоатомиздат,1981. – 232 с.

Расчет возраста нейтронов деления до индиевого резонанса в графите методом групп

Бас Т.В., Кузьмин А.В.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск

Приводится алгоритм расчета возраста замедляющихся нейтронов в графите методом групп. Сравнение результатов расчета возраста нейтронов деления при замедлении до энергии индиевого резонанса показало хорошую сходимость с теоретическими и экспериментальными данными.

Ядерно-физические константы в основном предназначены для инженеров-физиков при проектировании и эксплуатации ядерных реакторов и защиты. Эти характеристики постоянно обновляются с получением новых экспериментальных и теоретических результатов и обобщаются в соответствующих справочниках и библиотеках баз данных. В отечественной технической литературе по данной теме наиболее известными являются справочники [1,2]. В первом из них приведены экспериментальные данные, полученные до 1962 г., хотя необходимые нам для анализа макроскопическое транспортное сечение рассеяния $\Sigma_{tr}(u)$, см-1 и $\Sigma_s(u), см^{-1} -$ эффективное макроскопическое поперечное сечения рассеяния среды, см-1 с удобным шагом по летаргии Δu=0,25, были опубликованы несколько ранее. Во втором справочнике [2] приводятся таблицы 28-групповых нейтронных констант, основанных на данных до 1977 г.

Основные энергетические характеристики групп представлены в табл.1, где ū – означает среднее значение летаргии в группе.

Таблица 1. Разбиение энергии нейтронов на группы

Группа	E_n	$\bar{u}$	Группа	E_n	$\bar{u}$
-1	14,5–14,0·МэВ	-1,96361	13	4,65–2,15·кэВ	6,37713
0	14,0–10,5·МэВ	-1,81238	14	2,15–1,0·кэВ	7,14665
1	10,5–6,5·МэВ	-1,44692	15	1,0–0,465·кэВ	7,91219
2	6,5–4,0 МэВ	-0,96508	16	465–215·эВ	8,67971
3	4,0–2,5·МэВ	-0,48551	17	215–100·эВ	9,44923
4	2,5–1,4·МэВ	0,02532	18	100–46,5·эВ	10,21478
5	1,4–0,8·МэВ	0,59784	19	46,5–21,5·эВ	10,98230
6	0,8–0,4·МэВ	1,20397	20	21,5–10,0·эВ	11,75182
7	0,4–0,2·МэВ	1,89712	21	10,0–4,65·эВ	12,51736
8	0,2–0,1 МэВ	2,59027	22	4,65–2,15·эВ	13,28488
9	100,0–46,5·кэВ	3,30702	23	2,15–1,0·эВ	14,05440
10	46,5–21,5·кэВ	4.07454	24	1,0–0,465·эВ	14,81995
11	21,5–10,0·кэВ	4,84406	25	0,465–0,215·эВ	15,58747
12	10,0–4,65·кэВ	5,60961	T	0,0253 эВ	18,18561

В табл. 2 представлена часть среднегрупповых сечений из работы [2], необходимых для проведения расчета возраста нейтронов до любого детектируемого значения. σ_{c} – микроскопическое эффективное сечение радиационного захвата; σ_{in} – сечение неупругого рассеяния с учетом сечений реакций $(n,2n)$ и $(n,3n)$; $\sigma_{\text{s}} \equiv \sigma_{\text{e}}$ – сечение упругого рассеяния; μ – средний косинус угла рассеяния, вычисленный без учета того в какую группу попадет нейтрон после рассеяния; ζ – среднее приращение летаргии при упругом рассеянии (среднелогарифмический декремент); $\sigma_з$ – сечение упругого замедления. Помимо этого по приведенным данным [2], таблица дополнена расчетом эффективного микроскопического транспортного сечения, которое определялось по формуле:

$$\sigma_{tr}(u) = \sigma_{\text{c}}(u) + \sigma_{in}(u) + \sigma_s(u)\cdot\left(1-\mu(u)\right). \tag{1}$$

Согласно теории метода групп [3] возраст нейтронов в i-ой группе определяется из следующей формулы

$$\tau_i = \frac{D^{(i)}}{N\cdot\left(\sigma_a^{(i)} + \sigma_R^{(i)}\right)}, \tag{2}$$

где N – ядерная концентрация графита плотностью 1,60 г/ см3; сечение поглощения определяется выражением $\sigma_a^{(i)} = \sigma_{\text{c}}^{(i)} + \sigma_{in}^{(i)}$, а сечение увода нейтрона из группы за счет упругого соударения нейтрона с ядром углерода есть сечение упругого замедления $\sigma_R^{(i)} \equiv \sigma_з^{(i)}$. Сумму сечений в (2) $\sigma_a^{(i)} + \sigma_R^{(i)}$ по терминологии [3] называют действующим сечением замедлителя.

Коэффициент диффузии нейтронов в группе определяется выражением:

$$D^{(i)} = \frac{1}{3\cdot\Sigma_{tr}^{(i)}} = \frac{1}{3\cdot N\sigma_{tr}^{(i)}}. \tag{3}$$

Таким образом, формулы (1)-(3) позволяют провести расчет возраста в каждой энергетической группе. Поскольку нас интересует область замедления, которая моделировалась в экспериментах по определению возраста в графите [4]: диапазон летаргий $u = 0\ldots14{,}125$, соответствующий пути замедления от $E_0 = 2\ МэВ$ до энергии индиевого резонанса $E_{In} = 1{,}46\ эВ$, то результаты расчета возраста в группах, представленные в табл. 3, охватывают только этот диапазон энергий.

Таблица 2. Основные групповые константы углерода [2]

Группа	σ_s, *барн*	μ	ζ	σ_c, *барн*	σ_{in}, *барн*	σ_{tr}, *барн*	$\sigma_з$, *барн*
-1	0,751	0,617	0,022	0,081	0,438	0,80626	0,473
0	0,806	0,4436	0,068	0,09	0,454	0,99246	0,343
1	0,878	0,2682	0,104	0,06	0,262	0,96452	0,366
2	1,451	0,3247	0,081	0	0,059	1,03886	0,43
3	2,07	0,0164	0,153	0	0	2,03605	0,767
4	1,84	0,0869	0,16	0	0	1,6801	0,509
5	2,48	0,1323	0,158	0	0	2,1519	0,703
6	3,23	0,1191	0,161	0	0	2,84531	0,749
7	3,86	0,0972	0,158	0	0	3,48481	0,882
8	4,25	0,0787	0,159	0	0	3,91553	0,972
9	4,49	0,0683	0,156	0	0	4,18333	0,912
10	4,62	0,06	0,158	0	0	4,3428	0,947
11	4,68	0,0573	0,157	0	0	4,41184	0,962
12	4,7	0,056	0,159	0	0	4,4368	0,968
13	4,72	0,056	0,159	0	0	4,45568	0,972
14	4,72	0,056	0,159	$1\cdot10^{-5}$	0	4,45569	0,972
15	4,72	0,056	0,159	$2\cdot10^{-5}$	0	4,4557	0,972
16	4,73	0,056	0,159	$3\cdot10^{-5}$	0	4,46515	0,974
17	4,73	0,056	0,159	$4\cdot10^{-5}$	0	4,46516	0,974
18	4,73	0,056	0,159	$7\cdot10^{-5}$	0	4,46519	0,974
19	4,73	0,056	0,159	$1\cdot10^{-4}$	0	4,46522	0,974
20	4,73	0,056	0,159	$1{,}4\cdot10^{-4}$	0	4,46526	0,974
21	4,73	0,056	0,159	$2{,}1\cdot10^{-4}$	0	4,46533	0,974
22	4,73	0,056	0,159	$3{,}1\cdot10^{-4}$	0	4,46543	0,974
23	4,73	0,056	0,159	$4{,}5\cdot10^{-4}$	0	4,46557	0,974
24	4,73	0,056	0,159	$6{,}6\cdot10^{-4}$	0	4,46578	0,974
25	4,73	0,056	0,159	$9{,}7\cdot10^{-4}$	0	4,46609	0,974
T	4,729	0,056	–	0.0034	0	4,46758	

Поскольку требуемые границы являются только частью 4 и 23 групп, то необходимо сделать правку значений возраста, используя простую интерполяцию. Так как в диапазоне 4 группы с энергией 2,5…1,4 МэВ возраст нейтронов при замедлении в этом интервале энергий равен $\tau_1 = 60{,}6\,см^2$, то, очевидно, что в интервале 2,0…1,4 МэВ возраст будет иметь значение равное 32,7272 см2, а в последней группе 7,1457 см2.

Таблица 3. Результаты расчета возраста в группах

Группа	E_n	$D^{(i)}\times N$, *барн*$^{-1}$	$\sigma_a^{(i)}+\sigma_R^{(i)}$, *барн*	τ_i, *см*^{2}
4	2,5–1,4·МэВ	0,1984	0,509	60,60086
5	1,4–0,8·МэВ	0,1549	0,703	34,25753
6	0,8–0,4·МэВ	0,11715	0,749	24,31766
7	0,4–0,2·МэВ	0,09565	0,882	16,86108
8	0,2–0,1 МэВ	0,08513	0,972	13,616840
9	100,0–46,5·кэВ	0,07968	0,912	13,58362
10	46,5–21,5·кэВ	0,07676	0,947	12,60123
11	46,5–21,5·кэВ	0,07555	0,962	12,21064
12	10,0–4,65·кэВ	0,07513	0,968	12,06667
13	4,65–2,15·кэВ	0,07481	0,972	11,9661
14	2,15–1,0·кэВ	0,07481	0,97201	11,96595

15	1,0–0,465·кэВ	0,07481	0,97202	11,9658
16	465–215·эВ	0,07465	0,97403	11,91583
17	215–100·эВ	0,07465	0,97404	11,91568
18	100–46,5·эВ	0,07465	0,97407	11,91523
19	46,5–21,5·эВ	0,07465	0,9741	11,91479
20	21,5–10,0·эВ	0,07465	0,97414	11,91419
21	10,0–4,65·эВ	0,07465	0,97421	11,91315
22	4,65–2,15·эВ	0,07465	0,97431	11,91166
23	2,15–1,0·эВ	0,07465	0,97445	11,90957

После сложения всех составляющих в группах с учетом правки в 4 и в 23 группах получим следующее значение возраста которое с погрешностью менее 3 % отличается от теоретической оценки Олтера [5].

$$\sum \tau_i^{2\,\text{МэВ}...1{,}46\,\text{эВ}} = 298{,}6866\ см^2,$$

Таким образом, применение метода групп, базирующего на более полных и достаточно корректных экспериментальных данных [2] позволяет получить наиболее точные значения возраста замедляющихся нейтронов.

Список литературы:

1. Гордеев И.В., Кардашев Д.А., Малышев А.В. Ядерно-физические константы: Справочник. – М.: Госатомиздат, 1963. – 507 с.
2. Групповые константы для расчета реакторов и защиты: Справочник / Л.П. Абагян, Н.О. Базаянц, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля: Под ред. М.Н. Николаева. – М.: Энергоатомиздат,1981. – 232 с.
3. Основы теории и методы расчёта ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов / Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать, В.Д. Байбаков, М.С. Алхутов. - 2-е изд., перераб. и доп. - М.: Энергоатомиздат, 1989. - 512 с., ил.
4. Бас Т.В., Кузьмин А.В. К расчету возраста нейтронов в графите. В настоящем сборнике.
5. Campbell R.W., Paschall R.K. and Swanson V.A. The age of fission neutrons to indium-resonance energy in graphite // Nucl. Sci. Engng. – 1964. – V. 20. –P. 445–454.

Проектный облик термоэмиссионной электрогенерирующей сборки вынесенного типа с тугоплавкой высокотемпературной тепловой трубой

Баучкин Ф.А.
МГТУ им. Н.Э. Баумана, Россия, г. Москва
fedorb2006@rambler.ru

Термоэмиссионные ядерные энергетические установки (ЯЭУ) являются наиболее перспективными для межорбитальных космических буксиров и космических энергетических установок повышенной мощности и не имеют альтернативы среди источников электрической энергии в космических системах в ближайшей и среднесрочной перспективе в диапазоне до 500 кВт. Они отличаются повышенными температурами холодильников-излучателей (ХИ) и потому пониженными габаритами и массой по сравнению с другими типами установок.

Отсутствие вращающихся инерционных масс в термоэмиссионной энергетической установке облегчает работу системы ориентации при эволюциях космического аппарата (КА) в пространстве. Отсутствие же больших поверхностей панелей (как у солнечных батарей) позволяет облегчить компенсацию момента сил солнечного лучевого давления относительно центра масс космического аппарата.

В России проводились разработки термоэмиссионных ядерных энергетических установок целого спектра мощностей: от 5…6 кВт («Топаз», «Енисей») до 2…3 МВт, обладающих целым рядом преимуществ по сравнению с другими видами энергоснабжения. Конструктивная схема термоэмиссионной ЯЭУ представлена на рис. 1. ЯЭУ включает в себя:

- термоэмиссионный реактор-преобразователь (1) с обслуживающими системами: система управления и защиты (СУЗ) реактора, устройство подачи рабочего тела в электрогенерирующие каналы;
- теневую радиационную защиту (2), обеспечивающую ослабление радиационного излучения реактора до уровня, допустимого для приборов КА;

- систему отвода неиспользованного теплаот реактора (3) с жидкометаллическим теплоносителем, включающую электромагнитный насос, холодильник-излучатель для сброса тепла в космическое пространство и другие агрегаты.

Рис. 1. Конструктивная схема ЯЭУ в орбитальном положении

ЯЭУ, проектируемые в настоящее время в России, строятся по классической схеме, когда термоэмиссионные преобразователи (ТЭП) находятся в пределах активной зоны ядерного реактора, а топливные элементы объединены с ТЭП в составе так называемых многоэлементных электрогенерирующих каналов (ЭГК) гирляндного типа.

Несмотря на то, что данная схема была успешно применена на ЯЭУ «Топаз» в составе космического аппарата «Плазма-А» в 1987 г., а также доказала свою работоспособность во время многочисленных испытаний, она обладает рядом недостатков, главными из которых являются:

Свеллинг топлива в полости эмиттера и, как следствие, нарушение величины межэлектродного зазора (МЭЗ) в ЭГК и существенное падение характеристик ЯЭУ. В настоящее время проблема частично решена благодаря освоению новых технологий.

Попадание газообразных продуктов деления в МЭЗ, которые загрязняют межэлектродный зазор и рабочее вещество ТЭП, осаждаются на поверхностях электродов и ухудшают их эмиссионные свойства. Решить эту проблему можно либо применением расходной схемы подачи цезия (открытый цикл), либо, в случае с замкнутым циклом, установкой в цезиевый контур сепаратора, который бы отделял и сбрасывал в открытый космос газообразные продукты деления. Причем в первом случае существенно возрастает стартовая масса установки, а во втором – возрастает стоимость установки и понижается ее надежность.

Неизотермичность ЭГК по длине, обусловленная перепадами температур и потерями на коммутационных перемычках.

Решить эти проблемы возможно, используя другую принципиальную схему относительного расположения ядерного топлива и ТЭП, основная идея которой – вынос ТЭП за пределы активной зоны ядерного реактора и подвод тепла к ним с помощью тугоплавких высокотемпературных тепловых труб (ТВТТ). Преимуществами такой схемы являются: обеспечение изотермичности ТЭП по длине, ликвидация вероятности загрязнения МЭЗ и электродов газообразными продуктами деления, а также отсутствие ядерного топлива в ЭГК. Кроме того, в отличие от гирляндной схемы, в ЭГК практически отсутствуют радиальные нейтронные потоки.

Однако такая схема никогда не применялась на практике, более того, она содержит в себе ряд серьезных технических и технологических сложностей, главные из которых – проблема обеспечения длительного ресурса высокотемпературных тепловых труб (они должны работать 7…10 лет при температурах порядка 2000 К и радиальных тепловых потоках выше 150 кВт/м2), проблема пуска высокотемпературных тепловых труб из замороженного состояния и проблема обеспечения последовательной коммутации ЭГК (что необходимо для получения большей выходной электрической мощности ЯЭУ).

Предлагаемый одноэлементный вынесенный из активной зоны ТРП электрогенерирующий канал представляет собой цилиндрический ТЭП, расположенный на конденсационном конце ТВТТ переменного сечения – 1, испарительный конец которой помещен в активную зону РП, причем ЭГК представлен в двух исполнениях – прямой и обратной полярности, которые не отличаются внешне, но имеют различную развязку электродов ТЭП. За счет чередования ЭГК прямой и обратной полярности при коммутации, можно обеспечить последовательное соединение ЭГК и, тем самым, бóльшее напряжение в цепи питания, чем при параллельном соединении, и, как следствие, бóльшую электрическую мощность. Продольное сечение ЭГК представлено на рис. 2.

На поверхность ТВТТ на длине 619 мм (отсчитываемой от конца зоны конденсации ТВТТ) методами ионно-плазменного напыления нанесен слой электрической изоляции– 2 из окиси алюминия Al2O3 толщиной 500 мкм. Эмиттер – 3, изготовленный из монокристаллического вольфрама, устанавливается на ТВТТ с помощью газостата. Длина эмиттера составляет590 мм для

ЭГК прямой полярности и 498,5 мм после соединения с надставкой токовывода для ЭГК обратной полярности. Толщина эмиттера – 500 мкм. Цилиндрический коллекторный пакет выполнен на основе несущей трубки – 6 из ниобия, на внутреннюю поверхность которой нанесен слой «мокрой» изоляции – 5 толщиной 500 мкм, а на внешнюю поверхность – слой «сухой» изоляции – 7 толщиной 500 мкм. Поверх слоя «мокрой» изоляции нанесен коллектор – 4 из молибдена толщиной 600 мкм. В качестве материала изоляции выбрана высокочистая окись алюминия с присадкой SiO2 (для получения надежной металлизации керамики и обеспечения возможности пайки изоляции с металлом), в качестве материала защитного чехла выбран ниобий, который при 1000 К расширяется чуть больше, чем окись алюминия.

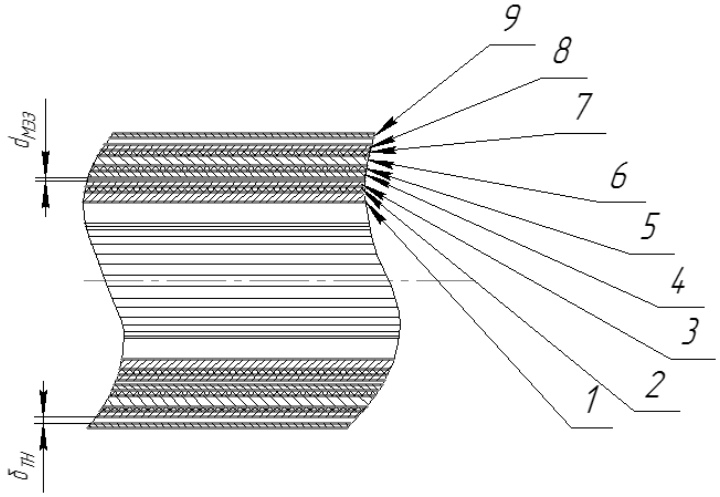


Рис. 2. Продольное сечение ЭГК

Эмиттерный и коллекторный пакеты разделены межэлектродным зазором толщиной 400 мкм, заполненным паром рабочего тела – цезия. При сборке ТРП на внешнюю поверхность коллекторного пакета устанавливается тонкостенная обечайка – 8 толщиной 500 мкм, а сам ЭГК устанавливается в кожух охлаждения – 9 толщиной 400 мкм. Внешняя поверхность ЭГК отделена от кожуха охлаждения зазором для ТН толщиной 1,3 мм.

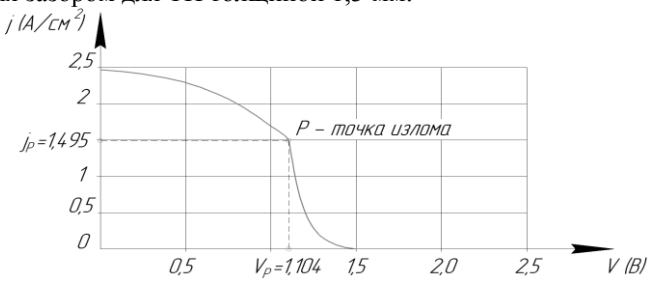


Рис. 3. ВАХ ТЭП

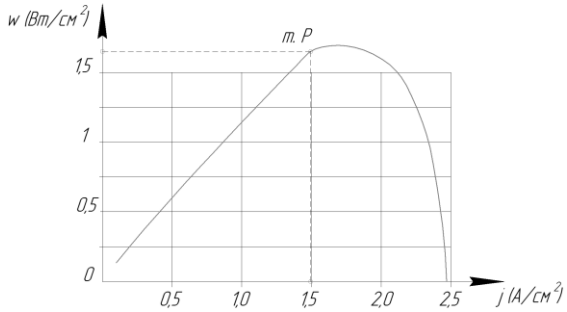


Рис. 4. Удельная мощность ТЭП

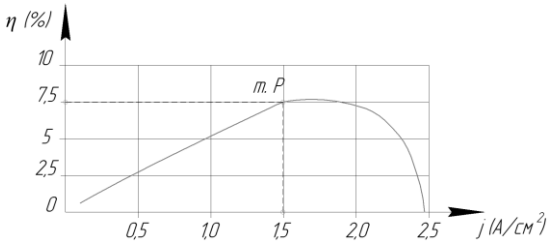


Рис. 5. КПД ТЭП

Для пайки материалов коллекторного пакета и металлокерамических узлов (МКУ) выбран припой состава: 65 вес. % V, 30 вес. % Nb, 5 вес. % Ti. Температура плавления такого припоя: 2080 К .В качестве материала компенсаторов температурных деформаций, манжет МКУ,

деталей токовывода по тем же причинам, выбран ниобий, а в качестве материала мостов МКУ – монокристаллический Al2O3.

Вольт-амперная характеристика (ВАХ) ТЭП, зависимость его удельной электрической мощности и КПД от плотности тока представлены на рис. 3, 4, 5.

Характеристики ТЭП на номинальном режиме работы представлены в таблице 1.

Таблица 1. Характеристики ТЭП

Температура эмиттера, К	2000
Температура коллектора, К	1000
Давление паров цезия, торр	1
Высота ТЭП, мм	490
Напряжение на токовыводах ЭГК, В	1,1
Удельная электрическая мощность, Вт/см2	1,65
Электрическая мощность, Вт	483
Ток через ЭГК, А	437
Электронный КПД, %	44,6
Полный КПД, %	7,5

На рис. 6 представлена конструкция электрогенерирующей сборки (ЭГС) с тугоплавкой высокотемпературной тепловой трубой, где 1 – элементы торцевых отражателей, 2 – ядерное топливо, 3 – ТВТТ, 4 – ТЭП.

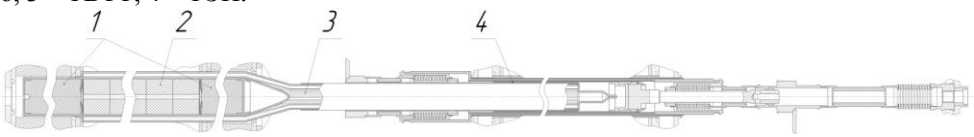


Рис. 6. Конструкция ЭГС

Тепловая мощность, которую требуется передать через одну ТВТТ в составе ТРП к эмиттеру ЭГС, составляет 6448 Вт, а плотность теплового потока в осевом направлении – 6,8·107 Вт/м2. Температура рабочего тела ТВТТ при работе ЯЭУ на номинальном режиме составляет 2025 К, температура внешней поверхности ТВТТ в активной зоне реактора – 2016 К, температура внешней поверхности ядерного топлива – 2027 К. Радиальный тепловой поток в зоне испарения (в активной зоне реактора) – 220кВт/м2, в зоне конденсации – 246 кВт/м2.

Очевидно, что при таких температурах использование составных или комбинированных фитилей с применением пористых экранов или сеток существенно понизит надежность и ресурс конструкции, так как высока вероятность отслоения фитиля от корпуса трубы. Поэтому в качестве капиллярной структуры (КС) была выбрана система канавок прямоугольного сечения, выполненных на внутренней поверхности ТВТТ.В качестве теплоносителя выбран литий.В качестве материала корпуса тепловой трубы выбран вольфрам, который обладает высокой температурой плавления, а также химически не взаимодействует с литием.

Распределение давлений в тепловой трубе описывается с использованием уравнения баланса давлений по парожидкостному тракту тепловой трубы. Режим течения в жидкой и паровой фазах – ламинарный. График перепада давлений по длине ТВТТ представлен на рис. 7:

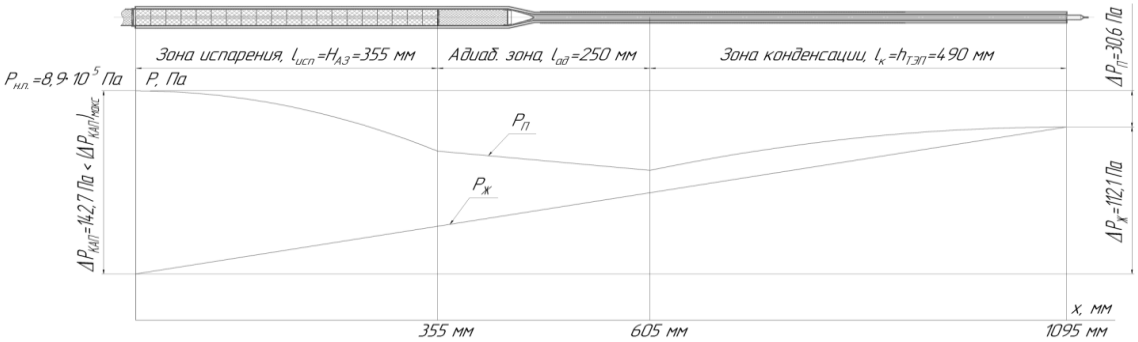


Рис. 7. Распределение давления в ТВТТ.

Геометрические параметры ТВТТ представлены в таблице 2.

Таблица 2. Геометрические параметры ТВТТ

Длина ТВТТ	1095 мм
Длина зоны испарения	355 мм
Длина адиабатической зоны	250 мм
Длина зоны конденсации	490 мм
Внешний радиус ТВТТ	8,5 мм
Радиус парового канала ТВТТ в зоне конденсации	5,5 мм
Толщина стенки корпуса ТВТТ	1 мм
Глубина канавки КС	2 мм
Ширина канавки КС	1 мм
Число канавок КС	16

Таким образом, ТЭП, выполненный по предложенной в данной работе конструктивной схеме, по своим расчетным характеристикам не уступает преобразователям, экспериментальные характеристики которых описаны в [1]. Спроектированная ЭГС соответствует модульному принципу построения ТРП: повышая количество ЭГС, можно получать и большую полезную электрическую мощность ЯЭУ. В то же время в данной конструкции решены основные проблемы гирляндной схемы ЭГК. Недостатками этой схемы являются технологические сложности и неподтвержденный на сегодняшний день ресурс.

Список литературы:

1. Квасников Л.А., Кайбышев В.З., Каландаришвили А.Г. Рабочие процессы в термоэмиссионных преобразователях ядерных энергетических установок / Под редакцией Л.А. Квасникова. – М.: Изд-во МАИ, 2001. – 208 с.: ил.
2. Кузнецов В.А. Ядерные реакторы космических энергетических установок. – М.: Атомиздат, 1977. 240 с.
3. Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Ягодкин И.В. Физические основы тепловых труб. – М.: Атомиздат, 1978. 256 с.
4. Дан П.Д., Рей Д.А. Тепловые трубы: Пер. с англ.: Зейгарник Ю.А. – М.: Энергия, 1979. – 272 с.: ил.
5. Технология термоэмиссионных преобразователей. Справочник. Под ред. канд. техн. наук Рябикова С.В. – М.: Атомиздат, 1974. 232 с.
6. Технологические основы тепловых труб / Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Чулков Б.А., Ягодкин И.В. – М.: Атомиздат, 1980. – 160 с.

К анализу поведения ТВЭЛА в зависимости от выгорания топлива

Дашевский Р.В., Кузьмин А.В.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск

Одним из путей решения существующей в ядерной энергетике проблемы по снижению топливной составляющей себестоимости производства электроэнергии цикла является перевод ВВЭР на 18- и 24-месячные топливные циклы. При этом увеличение глубины выгорания ядерного горючего снижает не только себестоимость топливной составляющей, но и расходы на переработку, транспортировку и хранение отработавшего топлива. Помимо этого, увеличение длительности использования тепловыделяющих сборок в ядерных реакторах, т.е. увеличение выгорания топлива, снижает эксплуатационные расходы и повышает коэффициент использования установленной мощности АЭС.

Повышение выгорания топлива необходимо рассматривать в контексте с его надежностью [1]. Для этого важно понять причины и характер всевозможных изменений, происходящих в топливе по мере увеличения глубины выгорания в разных условиях эксплуатации, с тем, чтобы воплотить их в рабочие вычислительные модели, используемые для решения самых различных задач. Например, в работе [2] рассматривались 3 различные модели деформации сердечника и оболочки твэла с целью определения эффективной температуры топлива в процессе выгорания топлива активной зоны 1-го блока Ростовской АЭС. Характер основных изменений, происходящих в твэле при высоких выгораниях (рис.1) связан, в основном, с уменьшением внешнего диаметра твэла вследствие ползучести материала оболочки при радиационном

облучении, с распуханием топлива в процессе выгорания и с изменением теплопроводности топлива в процессе выгорания.

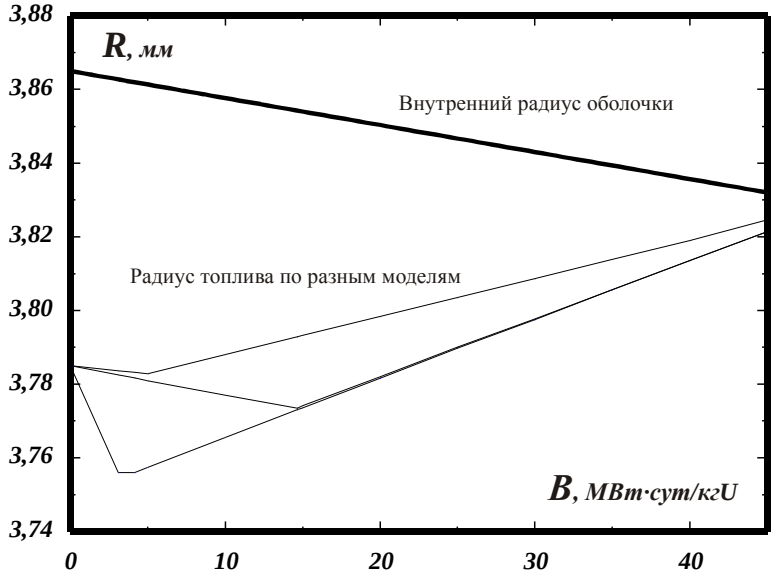


Рис. 1. Модели деформации сердечника и оболочки твэла

Целями настоящей работы являются выбор расчетной модели твэла с соответствующими аппроксимациями по изменению характерных его размеров, а также анализ и отбор расчетных зависимостей по теплопроводности окисного топлива в зависимости от его выгорания в процессе кампании.

У авторов разных моделей единодушным мнением выбрана линейная зависимость изменения внутреннего радиуса циркониевой оболочки твэла $R_{îá}$ от выгорания B, которую можно представить в виде:

$$R_{об}(B) = 3{,}865 - 7{,}33 \cdot 10^{-4} \cdot B.$$

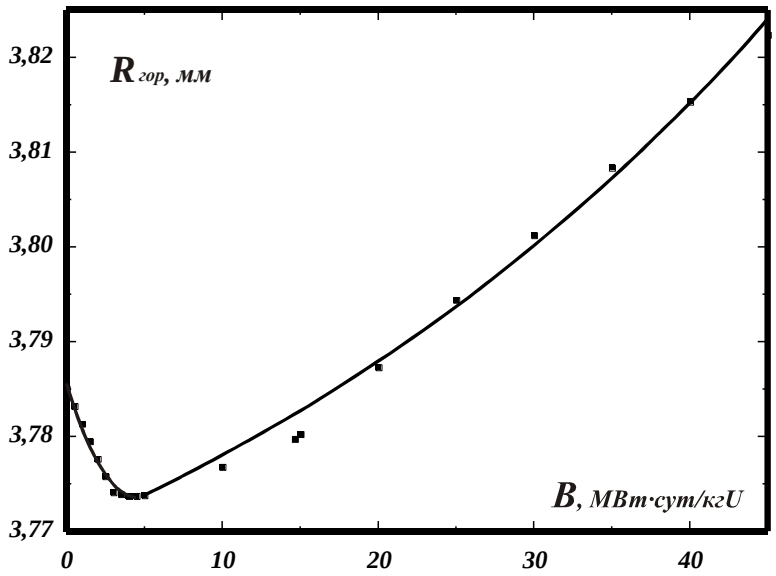


Рис.2. Изменение радиуса топлива в процессе выгорания

Весьма заметное расхождение данных наблюдается в поведении топлива (рис.1). Это вполне объяснимо многофакторностью воздействия на топливные элементы и связанное с этим отсутствие согласованного математического описания. Если предположить, что диапазон описываемый моделями охватывает всю возможную область деформации топлива, то уже это позволяет выбрать модель с осредненными характеристиками и провести тепловой и нейтронно-физический анализ на текущую микрокампанию топлива.

Выбрав среднеарифметическое значение траектории деформации топлива в процессе выгорания, можно отметить следующие наиболее важные особенности (рис.2).

С начала работы реактора происходит заметная усадка окисного топлива, достигая минимума при выгорании около 4,5 МВт·сут/кгU. На этом промежутке кампании топлива изменение радиуса горючего может быть определено следующей зависимостью:

$$R_{гор}(B) = 3,7856 - 0,0053 \cdot B + 5,79 \cdot 10^{-4} \cdot B^2.$$

Последующая стадия роста примерно в диапазоне 15-20 МВт·сут/кгU достигает первоначальных конструктивных размеров и затем продолжает возрастать по закону слабой экспоненты:

$$R_{гор}(B) = 3,736 + 0,034 \cdot exp(B/47,3).$$

С увеличением выгорания топлива весьма заметно меняется зависимость теплопроводности от температуры (рис.3). Для сравнения и выбора расчетной формулы зависимости теплопроводности от выгорания были привлечены данные модели Halden и Start-3 из [3] и результаты, полученные по аппроксимационной зависимости [4] для выгораний 20, 40 и 60 Мвт·сут/кгU.

Аппроксимация экспериментальных данных для расчета теплопроводности облученного UO2 с плотностью 95% от теоретической рекомендовано в [5,6] и работает для диапазона выгораний до 75 МВт·сут/кгUO2 с неоднозначностью до 2000 К в пределах 20%:

λ = [0,1148+0,0035B+2,475·10-4(1-0,00333B)t]-1+0,0132exp(0,00188t),
где t=T-273

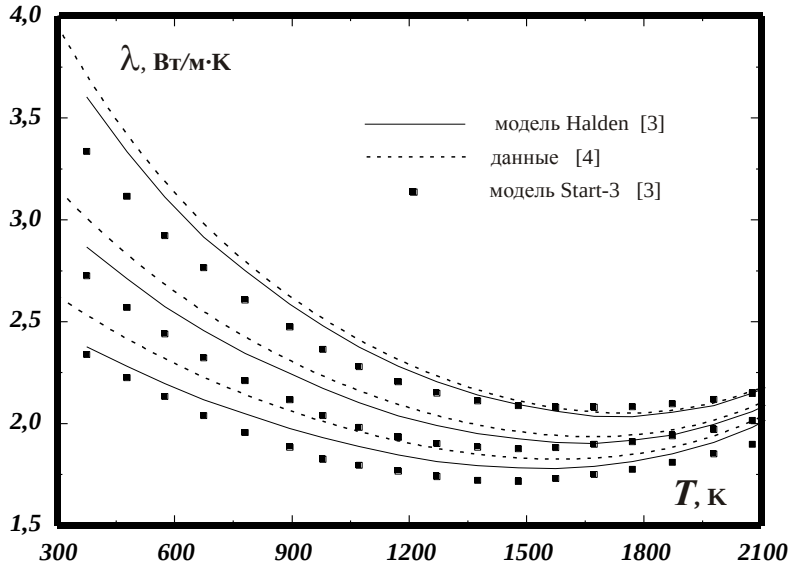


Рис. 3. Изменение теплопроводности двуокиси урана в зависимости от температуры и выгорания

Сравнение результатов расчетов по модели Halden и аппроксимации работы [4] показывает, что изменения теплопроводности UO2 от выгорания и температуры незначительно отличаются на малых значениях выгорания и постепенно расходятся с его увеличением.

Результаты расчетов по модели Start-3 дают самые низкие значения в сравнении с остальными моделями. Для оценочных расчетов можно рекомендовать эту более консервативную схему расчета, по которой желательно подготовить соответствующую аппроксимацию.

Таким образом, аппроксимации для расчета изменения радиуса оболочки и топлива, а также расчетная формула [4-6] и данные численных расчетов [3] позволят провести анализ температурных режимов твэл на различных стадиях выгорания.

Список литературы:

1. Рябинин Ю. Надёжность топлива. Обеспечение эффективности и безопасности эксплуатации топлива с позиции заказчика // РЭА. 2011. – №10. – С. 3-7.
2. Артемов В.Г., Артемова Л.М., Шемаев Ю.П. Исследование влияния выгорания топлива на теплофизические свойства твэла в совместных нейтронно-физических и теплогидравлических моделях ВВЭР // «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». Сборник тезисов докладов 5-й МНТК. – Подольск, 2007.
3. Medvedev, S. Bogatyr, V. Kuznetsov, V. Lagovsky, L. Korystin. Fuel Rod Behaviour at High Burnup WWER Fuel Cycles (FSUE, VNIINM, Moskow). Proceedings of the Fourth International Conference “WWER Fuel Modeling and Experimental Support”, Bulgaria, 2003, c.354-364.
4. Кириллов П.Л., Терентьева М.И., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Учебное справочное пособие для студентов специальностей: 14.03.05 –- Ядерные реакторы и энергетические установки, 14.04.04. – Атомные электрические станции и установки / Под общ. ред. проф. П.Л.Кириллова; 2-е изд. перераб. и доп. – М.: ИздАт, 2007. – 200 с.
5. Thermophysical of Materials Properties Database of Materials for Light Water Reactors and Heavy Water Reactors: Final Report of a Coordinated Research Project 1999-2005; IAEA-TECDOC-1496. – Vienna: IAEA, 2006.
6. Walker C.T., Staicu E.G., Sheindlin M. et al. On the Thermal Conductivity of UO2 Fuel at a High Burn-up of around 100 MWd/kgHM // Journal of Nuclear Materials. – 2006. – Vol. 350. – P. 19-39.

Перспектива внедрения процесса перколяции в технологии переработки оят

Бондин В.В., Смирнов С.И., Коробейников А.И., Даровских П.Н., Дьяченко А.С.
ФГУП «Горно-химический комбинат», Россия, г. Железногорск.
sage2006@sibmail.com

В 2012 году на ОАО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» (ОАО «ВНИИНМ») г. Москва было начато исследование процесса щелочной перколяции ОЯТ с целью извлечения из него таких элементов, как Mo, Tc, Cs. Данный процесс важен для технологии переработки ОЯТ в связи с тем, что Mo является основной причиной образования осадков, Tc «размазывается» по всех экстракционной цепи и мешает всему экстракционному переделу, Cs является основным носителем радиоактивности. Извлечение даже части Mo, Tc, Cs до экстракционного передела способно улучшить как технологические, так и экономические показатели переработки в целом.

Учитывая достаточно интересные результаты, полученные на модельных образцах, была поставлена задача проверки процесса перколяции на реальном ОЯТ.

Исследование проводилось на ФГУП «Горно-химический комбинат» с использованием порошка U3O8, полученного газотермической обработкой (волоксидацией) реального ОЯТ. Порошок закиси-окиси на 98 % представлен частиц размером менее 38 мкм.

Состав материала представлен в таблице 1.

Таблица 1 – Содержание урана и ПД в используемом порошке U3O8

Элемент	U	La	Ru	Nd	Sm	Zr	Mo	Sn	Pr	Tc
Содержание в закиси-окиси, % масс.	71,4	0,14	0,13	0,25	0,27	0,35	0,37	0,27	0,64	0,068

В качестве перколяционных растворов применяли ряд щелочей (LiOH, KOH, NaOH) с концентрацией 0,1 моль/л, перекись водорода и перекисно-щелочной раствор с добавкой фторид-иона.

На первом этапе были проведены эксперименты, в которых навески волоксидированного топлива обрабатывалась дистиллированной водой, гидроокисью натрия или пероксидом водорода при температуре 25оС, отношении Т:Ж 1:10, времени обработки 3 часа. После обработки

растворы анализировали на содержание Тс и Мо. Полученные результаты представлены в таблице 2.

Таблица 2 - Содержание Тс и Мо в перколирующих растворах, мг/г ОЯТ

Перколирующий раствор	Технеций		Молибден	
	Содержание в растворе, мг/г ОЯТ	Выход в раствор, %	Содержание в растворе, мг/г ОЯТ	Выход в раствор, %
Дистиллированная вода	0,16	17,2	0,25	4,8
Гидроокись натрия	0,26	27,2	0,21	4,1
Перекись водорода	0,30	52	0,40	7,7
Примечание: Начальное содержание технеция в растворе 0,95 мг/г ОЯТ, молибдена 5,2 мг/г ОЯТ				

Лучшие показатели по результатам экспериментов показаны при щелочной и перекисной обработке.

На втором этапе опробованы различные щелочные растворы и щелочно-перекисный раствор с добавкой фтор-иона. Условия проведения эксперимента были такими же, как на первом этапе. Результаты экспериментов представлены в таблице 3.

Таблица 3 - Содержание Тс и Мо по продуктам, из расчета на 1 г. ОЯТ.

Перколирующий раствор	Технеций		Молибден	
	Содержание в растворе, мг/г ОЯТ	Выход в раствор, %	Содержание в растворе, мг/г ОЯТ	Выход в раствор, %
Гидроокись натрия	0,26	27,2	0,21	4,0
Гидроокись лития	0.12	12,6	0.29	5,6
Гидроокись лития	0.13	13,6	0.28	5,4
Щелчно-перекисный раствор с добавкой NaF	0.15	15,8	0.3	5,8
Примечание: Начальное содержание технеция в растворе 0,95 мг/г ОЯТ, молибдена 5,2 мг/г ОЯТ				

Результаты показывают, что обработка гидроокисью натрия дает лучший результат. Обработки гидроокисью калия и лития показали, что технеций хуже переходит в раствор, а молибден – лучше, чем при обработке гидроокисью натрия. Щелочно-перекисная обработка с добавлением фтор-иона не показала какого-либо преимущества перед другими растворами.

Исходя из полученных результатов принято решение о проведении перколяционной обработки волоксидированного ОЯТ растворами гидроокиси натрия и пероксида водорода в 2 стадии, что согласуется с рекомендациями ВНИИНМ, сделанными на основании работ на модельных образцах.

Приведенные результаты экспериментов показали невысокую эффективность перколяционного процесса по извлечению молибдена и технеция. Причинами этого могло быть нахождение значительной части Мо в ОЯТ в закрытой от перколирующего раствора форме и отсутствие активного перемешивания двухфазной системы. При проведении дальнейших экспериментов планируется оптимизировать состав перколирующего раствора посредством увеличения концентрации щелочи с 0,1 моль/л до 0,2-0,4 моль/л и пероксида водорода с 3% до 5-10%, а так же проведения интенсивного перемешивания суспензии.

Список литературы:

1. Волк В.И., Веселов С.Н., Арсеенков Л.В., К.Н. Двоеглазов и др. «Проведение операций газотермической обработки и перколяции. Отработка процесса выпаривания перколяционных вытяжек. Определение предельных значений кратности упаривания.» - Отчет ОАО «ВНИИНМ» инв.№ 11890, 2012. – 47с.
2. Волк В.И., Веселов С.Н., Арсеенков Л.В., «Определение возможности щелочной перколяции волоксидированного ОЯТ: этап 1» - Рекомендации по организации технологического процесса перколяции ОАО «ВНИИНМ» Учетный № 200/1821, 2013 – 15с.

Определение эффективной температуры топлива реактора на тепловых нейтронах

Кан А.Ю., Кузьмин А. В.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск

В современной атомной энергетике наиболее популярными источниками энергии являются водо-водяные энергетические реакторы с водой под давлением (ВВЭР, PWR) и водяные кипящие реакторы (BWR). Эти реакторы работают в тепловом спектре нейтронов, вызывающих деление ядерного горючего, что и определило основную пару материалов тепловыделяющих элементов (твэлов): циркониевые сплавы и диоксид урана. Стремление повысить экономическую эффективность за счет увеличения единичной мощности блока и кампании топлива постоянно приводило к поиску нового горючего, надежных материалов и конструкций тепловыделяющих сборок (ТВС).

В энергетических реакторах материалы активной зоны (а.з.) находятся при весьма высоких температурах, например, в ВВЭР температура в центре топливной таблетки из двуокиси урана может быть близка к 2000°С, поэтому даже относительно малые отклонения от номинальных режимов работы приводят к значительным абсолютным изменениям температур. Особенно велики эти изменения при переходных режимах работы реакторов. Увеличение температуры приводит к расширению материалов, из-за чего изменяются соотношения между массовыми и объемными долями компонентов реактора и увеличиваются размеры а.з. и реактора в целом. Кроме того, при этом повышаются скорости движения атомов и существенно уширяются резонансы в зависимостях сечения поглощения от энергии для тяжелых ядер. Все эти температурные эффекты вызывают изменение эффективного коэффициента размножения (или реактивности) и достаточно подробно изложены в [1-3].

Для определения степени влияния температуры на реактивность вводятся:

интегральные характеристики – температурный эффект реактивности (ТЭР) ρ_T, который для удобства разбивается на изотермический или температурный ρ_t и мощностной ρ_N эффекты реактивности;

и дифференциальные коэффициенты реактивности – изотермический $\alpha_t = \mathrm{d}\rho_t / \mathrm{d}T$, 1/оС и мощностной $\alpha_N = \mathrm{d}\rho_N / \mathrm{d}N$, 1/МВт, которые определяют надёжность и безопасность ядерного реактора.

Все эти характеристики зависят от эффективной или средней температуры $T_{эф}$ по всему объему топлива в а.з. Их значения получают в результате сложных поэтапных тепловых и нейтронно-физических расчётов на ЭВМ [4] и последующих достаточно трудоемких нейтронно-физических измерений [5]. Методы тепло-гидравлических расчётов [6] ориентированы в основном на определение максимальных температур и тепловых потоков наиболее энергонапряжённых ТВС и последующее сравнение с допустимыми значениями, что не отвечает поставленной нами задаче. Поэтому целью настоящей работы является формирование методики приближенной оценки $T_{эф}$ с последующей апробацией.

Принцип расчета этих эффектов покажем на примере ВВЭР с известными массовыми и объемными характеристиками эквивалентной двухзонной макроячейки Вигнера-Зейца.

Мощностной эффект связан в основном с доплеровским уширением резонансных уровней 238U и определяется зависимостью эффективного резонансного интеграла от эффективной абсолютной температуры топлива. Для её определения воспользуемся следующей формулой [1]:

$$T_{эф} = T_c + 0,4 \cdot \left(T_{\max} - T_c\right),$$

где $T_{\max}$ и $Ò_c$ – температуры на оси и на поверхности топливного блока, соответственно. Очевидно, что при определении температурного эффекта эффективная температура холодного реактора условно может быть принятой температуре равной 20°С, а температура горячего реактора – средней температуре теплоносителя в а.з. ЯР.

Таким образом, для определения мощностного эффекта на любое текущее значение тепловой мощности ЯР достаточно провести тепловой расчет для эквивалентной макроячейки средней мощности с целью определения $T_{\max}$ и T_{cm}.

Не учитывая выделения тепла в замедлителе, найдем средний по реактору поверхностный тепловой поток $\overline{q}_F$:

$$\overline{q}_F = \frac{Q_p}{S_{TO}}.$$

Учет этого эффекта позволит выделить возможную область изменения $\grave{O}_{ýô}$.

Поверхность теплообмена S_{TO} определяется выражением:

$$S_{TO} = \Pi_{об} \cdot n_{твэл} \cdot H_{аз} = \Pi_{об} \cdot n_{твэл}^{TBC} \cdot N_{TBC} \cdot H_{аз},$$

где $\ddot{I}_{îá}$ – обогреваемый периметр твэла; $n_{твэл}$ и $n_{òâýë}^{ÒÂÑ}$ – число твэл в а.з. ЯР и в одной ТВС, соответственно.

Температуру на поверхности оболочки твэла $T_{ст}$ найдем по формуле:

$$T_{ст} = T_f + \frac{\Delta T_f}{2} + \Delta T_\alpha,$$

где $\grave{O}_f = (T_1 + T_2)/2$ – средняя температура теплоносителя в зоне; $\Delta T_f = (T_2 - T_1)$ – полный подогрев ТН в реакторе; ΔT_α – температурный напор «стенка-жидкость», определяемый формулой

$$\Delta T_\alpha = \frac{\overline{q}_F}{\alpha},$$

где α – коэффициент теплоотдачи пучка стержней, принимаемый постоянным по высоте канала. Значения α в ТВС находятся по зависимостям для разной упаковки твэлов [4].

С учётом всех термических сопротивлений значение максимума температуры топлива определяется следующим выражением:

$$T_{\max} = T_f + \frac{\Delta T_f}{2} + \Delta T_\alpha + \Delta T_{об} + \Delta T_{заз} + \Delta T_{гор},$$

где $\Delta T_{об}$ означает температурный перепад на оболочке твэла; $\Delta T_{заз}$ – температурный перепад в газовом зазоре; $\Delta T_{ãîð}$ – температурный перепад в топливном блоке.

Перепад на тонкой оболочке твэла можно представить в виде

$$\Delta T_{об}^{\max} = \overline{q}_F \cdot \frac{2d_н}{d_н + d_в} \cdot \frac{\delta_{об}}{\lambda_{об}},$$

где $2d_í / (d_í + d_â)$ – множитель, корректирующий значение потока на средний диаметр оболочки; $\delta_{îá}$, $\lambda_{îá}$ – толщина и коэффициент теплопроводности оболочки, соответственно.

Аналогично запишем выражение для перепада на газовом зазоре:

$$\Delta T_{заз} = \overline{q}_F \cdot \frac{2d_в}{d_в + d_т} \cdot \frac{\delta_{заз}}{\lambda_{заз}},$$

где $d_т$ – диаметр топливной таблетки.

Если пренебречь зависимостью профиля распределения плотности потока тепловых нейтронов, значение которого в поверхностных слоях топливного блока более высокое, и взять среднее значение энерговыделения, то получим параболический закон распределения температуры:

$$T_{гор}(r) = T_c + \frac{\overline{q}_v}{4\overline{\lambda}_{гор}} \cdot \left(r_{гор}^2 - r^2\right),$$

а радиальный перепад по топливному блоку будет равен:

$$\Delta T_{гор} = T_{\max} - T_c = \frac{\overline{q}_v \cdot r_{гор}^2}{4\overline{\lambda}_{гор}} = \frac{\overline{q}_l}{4\pi \cdot \overline{\lambda}_{гор}}.$$

В этих зависимостях $\overline{q}_v$ и $\overline{q}_l$ означают средние по реактору объёмный и линейный тепловые потоки.

Следует заметить, что при проведении оценочного расчёта эффективной температуры топлива $T_{эф}$ важную роль играют теплофизические свойства контактирующих сред, которые за последние десятилетия существенно уточнены и представлены в справочнике [7]. Кроме того сам процесс теплового расчета носит итерационный характер.

Результаты расчетов $T_{эф}$ по предлагаемой методике сравнивались с расчётными исследованиями изменения средней температуры топлива в процессе первых 3-х микрокампаний первого блока Волгодонской АЭС [5] и показали удовлетворительную сходимость.

Список литературы:

1. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов / Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д., Алтухов М.С. – 2-е изд. перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
2. Дементьев Б.А. Кинетика регулирования ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.
3. Владимиров В.И. Физика ядерных реакторов: Практические задачи по их эксплуатации. Изд. 5-е изд. перераб. и доп. – М.: Книжный дом «ЛИБРОКОМ», 2009. – 480 с.
4. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) / Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. / Под общ. ред. П.Л. Кириллова.–2-е изд., перераб. и доп.–М: Энергоатомиздат, 1990. – 360 с.
5. Артемов В.Г., Артемова Л.М., Шемаев Ю.П. Исследование влияния выгорания топлива на теплофизические свойства твэла в совместных нейтронно-физических и теплогидравлических моделях ВВЭР. // «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». Сборник тезисов докладов 5-й МНТК. – Подольск, 2007.
6. Зенов В.М. Нейтронно-физические измерения на АЭС с ВВЭР: Учеб. пособие. –Севастополь: СНИЯЭиП, 2003 – 40 с.: ил.
7. Кириллов П.Л., Терентьева М.И., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Учебное справочное пособие для студентов специальностей: 14.03.05 – Ядерные реакторы и энергетические установки, 14.04.04. – Атомные электрические станции и установки / Под общ. ред. проф. П.Л.Кириллова; 2-е изд. перераб. и доп. – М.: ИздАт, 2007. – 200 с.

Процесс перевода ИРТ-Т на низкообогащенное топливо

Минин Т.И., Чуйкина А.В.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск

t-min@mail.ru

В настоящей работе был смоделирован перевод реактора ИРТ-Т с ВОУ топлива на НОУ топливо в режиме штатных перегрузок. Основная цель данного исследования – экономическая выгода проекта и сохранение рабочих параметров реактора в допустимых пределах.

Реактор ИРТ-Т является водо-водяным реактором бассейнового типа на тепловых нейтронах. Основная задача реактора – получение высокого потока нейтронов для проведения облучения образцов. Тепловая мощность реактора составляет 6 МВт. Активная зона реактора ИРТ-Т представляет собой прямоугольную плиту изготовленную из сплава алюминия марки АД-1. Активная зона расположена в бассейне реактора на глубине 6,5 м. В корпусе активной зоны имеется 56 ячеек для установки ТВС и бериллиевых блоков. Четыре центральные ячейки заняты бериллиевыми блоками, образуя ловушку нейтронов.В бериллиевых блоках располагаются вертикальные экспериментальные каналы. Так же к активной зоне подводятся горизонтальные экспериментальные каналы.

Моделирование реактора проводилось в программном комплексе TIGRIS. Программа разработана для расчетного сопровождения эксплуатации типа ИРТ МИФИ и предназначена для нейтронно-физического расчета стационарных состояний активной зоны установки с учетом выгорания топлива. В качестве модели переноса нейтронов в программе использована трехмернаягрупповая диффузионная модель. Библиотека четырех групповых макросечений для программы TIGRIS была подготовлена с использованием программного кода GETERA [2]. Данная программа рассчитывает гетерогенные ячейки и полиячейки на основе метода вероятности первых столкновений.

В качестве исходной принимается загрузка перед компанией от 06.05.10, где использовались штатные ТВС с ВОУ топливом.

Основными расчетными данными, которые принимаются во внимание при эксплуатации, являются запас реактивности, характеристики органов СУЗ и распределение глубины выгорания по ТВС.

Прежде всего, необходимо было провести проверку корректности расчетной модели полученной в программе TIGRIS. Для этого были проведены расчеты реальных компаний реактора ИРТ-Т. Основным критерием являлось значение Кэфф при критическом положении стержней регулирования (рис.1).

Производилось моделирование компании реактора с последующим расчетом основных параметров: запас реактивности, длительность компании, выгорание топлива, распределение энерговыделения, плотность потока нейтронов в экспериментальных каналах. После чего была изменена конфигурация активной для того, что бы достигнуть наилучшей равномерности потока нейтронов. Также частично меняли ТВС с ВОУ топливом на ТВС с НОУ топливом.Алгоритм повторялся до полной замены всех ТВС с ВОУ топливом на НОУ топливо. Процесс перевода занял 5 компаний.

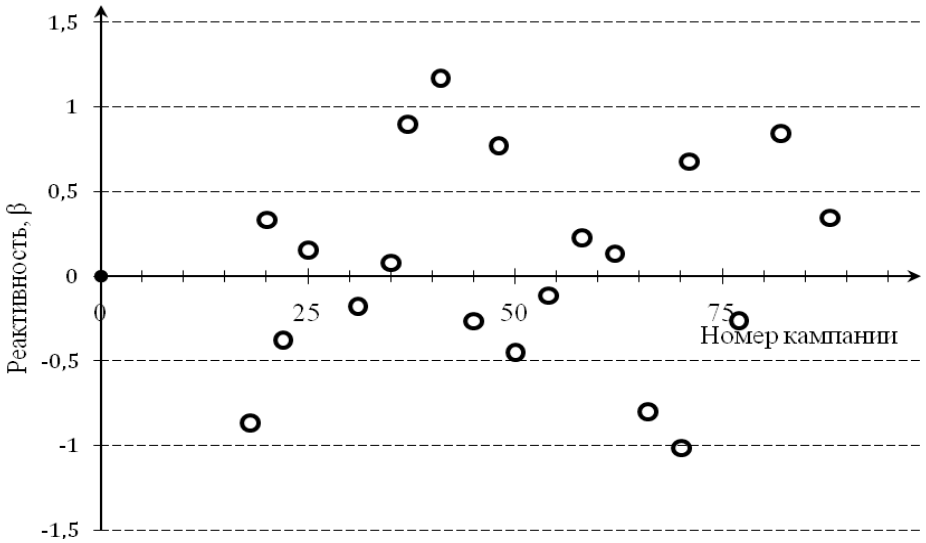


Рис. 1. Отклонение Кэфф от критического положения для реальных кампаний

В каждой компании были выбраны ячейки с наибольшим энерговыделением для последующего расчета теплофизических характеристик. Расчеты выполнялись в программном комплексе ТГРК, где рассчитывались тепловые потоки и распределение температур по сечению и высоте сборки. Проведенные расчеты показали, что температура начала кипениясоставляет 114,5 °С.

Результаты проведенных исследований показывают, что реализация переходного режима возможна в процессе штатных перегрузок реактора без дополнительных специальных мер. При этом выполняются требования по значениям подкритичности и длительности кампаний которая увеличится в среднем на 33 дня.

Результаты теплофизических расчетов позволяют отметить, что в кампаниях с НОУ топливом значения мощности и температур не превышают (и лежат немного ниже) соответствующих аналогичных параметров, полученных для ВОУ топлива.

При номинальной мощности реактора ИРТ-Т температурные режимы работы твэлов укладываются в предельные значения и соответствуют требованиям безопасности эксплуатации реактора. Максимальные температуры поверхности твэлов и их сердечников при мощности реактора 6 МВт не превышают 84 °С, а максимальная плотность теплового потока с поверхности твэла не превышает 500 кВт/м2.

Проведенные расчеты позволяют отметить, что при переводе реактора ИРТ–Т на НОУ топливо :

– уменьшаются размножающие свойства топлива (запас реактивности снижается на 1,4 βэфф);

– уменьшается эффективность системы регулирования на 2,5 βэфф;

– уменьшается плотность потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах на 6-7 %.

Но все эти эффекты перевешиваются тем, что снижаются затраты реактивности на производство единицы тепловой энергии, тем самым снижаются ежегодные затраты свежих сборок,и увеличивается длина кампании.

Использование сборок с топливом низкого обогащения приводит к увеличению в активной зоне реактора воспроизводящего материала – U238 и, как следствие, более интенсивной наработке вторичного топлива – Pu239.

Список литературы:

1. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. — Москва Энергоатомиздат 1985
2. Методика и результаты теплового расчета твэлов реактора ИРТ-Т : Известия вузов. Физика. №4/2 / Наймушин А. Г., Чертков Ю. Б., Лебедев И. И. [и др.]. Томск : Изд-во ТГУ, 2013.
3. Кирилов П.Л., Богословская Г.П. Теплообмен в ядерных энерго- установках. – М.: Энергоатомиздат, 2000. – 456 с.