



Уран-графитовые реакторы.

Технологии демонтажа, дезактивации, разукрупнения, утилизации

стр. 3



стр. 9

АЭС с реакторами на быстрых нейтронах и замкнутым ядерным топливным циклом. Перспективы



Развитие аварии на 4-м блоке Чернобыльской АЭС.

Судьба графита

стр. 12

Жители Удомли в шоке

от организации медицины в своем городе

стр. 18



А.Г.Пархомов в домашней лаборатории повторил опыт А. Росси



стр. 25



Е.Д. Чернов подводник высшей пробы, испытатель и настоящий герой

стр. 28

Содержание

Обращение с реакторным графитом. Возможные решения при выводе из эксплуатации реакторов РБМК. О.В. Бодров, В.Н. Кузнецов, О.Э. Муратов, А.А. Талевлин	3
Стратегия-2018 – смесь шарлатанства и конъюнктурного сговора. Б.И. Нигмугалин	9
Куда делся графит? О.Ю. Новосельский	12
О предупреждении аварий на сложном объекте. Н.Я. Щербина, М.В. Костына	17
Медицина Удомли: будем лечить или пусть живет? Д. Л. Подушков	18
Антимифы, мифы и полумифы от ФГУП «НО РАО». В.Н. Комлев	21
О недостоверности оценок безопасности ПГЗРО. Б.Е. Серебряков	22
Алхимики XXI века. Александр Пархомов. Александр Просвирнов	25
Профессионал, подводник высшей пробы, испытатель, герой. Н.Я. Щербина	28
Может ли человек влиять на климат. В.К. Шурпяк	32
Юбилей Горно-химического комбината	35



№ 159, февраль 2019 г.
Основан в Санкт-Петербурге в марте 2002 г.

Учредитель и Издатель ЗАО «ОВИЗО»
Свидетельство о регистрации журнала «Атомная стратегия»: № ПИ 2-6494 от 21.03.2003 в Северо-Западном окружном межрегиональном территориальном управлении Министерства Российской Федерации по делам печати, телерадиовещания и средств массовых коммуникаций (г. Санкт-Петербург)

Главный редактор – **Олег Двойников**.
Редактор сайта www.proatom.ru – **Людмила Селивановская**.
Редактор – **Тамара Девятова**.
Дизайн обложки – **Владимир Мочалов**.
Верстка – **Андрей Голубков**.

Почтовый адрес: 196070, Санкт-Петербург, а/я 127, ЗАО «ОВИЗО»
Тел.: +7(812)438-3277, +7(921)958-9004.
E-mail: info@proatom.ru;
www.proatom.ru
Подписано в печать 12.03.2020 г.

За содержание публикуемых в журнале информационных и рекламных материалов ответственность несут авторы. Редакция предоставляет возможность высказаться по существу, однако имеет свое представление о проблемах, которое не всегда совпадает с мнением авторов. Редакция рукописи не возвращает и оставляет за собой право редактирования информационных материалов.

Распространение:
почтовая рассылка специалистам предприятий и организаций атомной отрасли, политикам, руководителям крупнейших предприятий и организаций энергетики, участникам выставок и конференций, подписчикам и рекламодателям.

Редакция благодарна авторам статей и рекламодателям за поддержку журнала «Атомная стратегия». При перепечатке ссылка на журнал «Атомная стратегия» и предприятие «ОВИЗО» обязательна. Журнал «Атомная стратегия» выходит с периодичностью 12 раз в год.

Отдел рекламы:
тел. +7(812)438-3277. E-mail: info@proatom.ru
Стоимость подписки на один экземпляр с рассылкой в пределах России – 4800 рублей.

Обращение с реакторным графитом

Возможные решения при выводе из эксплуатации реакторов РБМК

О.В. Бодров, В.Н. Кузнецов, О.Э. Муратов, А.А. Талевлин
Санкт-Петербург – Челябинск – Висагинас

Вывод из эксплуатации энергоблоков АЭС связан с необходимостью поиска безопасных технологий: демонтажа, дезактивации, разукрупнения, утилизации и долговременной изоляции радиоактивных материалов, которые возникли в процессе эксплуатации.

Радиоактивный изотоп углерода ^{14}C , возникший при эксплуатации уран-графитовых реакторов (УГР), требует особенно тщательного подхода в выборе технологии долговременной изоляции от живой природы. Он является долгоживущим и биологически значимым радионуклидом, а это значит, что технологии его перевода в безопасное состояние или долговременную изоляцию должна отвечать критериям экологической, социальной, экономической и нравственной приемлемости.



О.В. Бодров, В.Н. Кузнецов, О.Э. Муратов, А.А. Талевлин

История уран-графитовых реакторов

Использование ядерной энергии началось с уран-графитового реактора (УГР) CP-1, который был построен в 1942 г. под трибунами стадиона Чикагского университета. С тех пор было разработано множество конструкций реактора с графитовым замедлителем. Большинство из них – энергетические, исследовательские реакторы для испытаний материалов, исследований радиационной стойкости, создания и испытания аппаратуры и оборудования и пр. Значительная часть УГР была специально разработана для наработки оружейного плутония.

Всего в мире было построено 123 УГР:

- реакторы для наработки плутония с воздушным охлаждением: X-10 (Национальная лаборатория OakRidge, США), WindscalePile (Великобритания) и G1 (Marcoule, Франция) и др.;
- легководные реакторы с графитовым замедлителем: В, D, F (Хэнфорд США) и российские промышленные уран-графитовые реакторы (ПУГР) АДЭ, ЭИ и др. для наработки плутония, а также энергетические реакторы АМБ, ЭГП в России и РБМК в России, Украине и Литве;
- реакторы, охлаждаемые углекислым газом: британские Magnox и AGR, французские UNGG;
- высокотемпературные реакторы с гелиевым охлаждением Dragon (Великобритания), THTR (Германия), PeachBottom (США);
- новые разработки УГР ведутся: в Японии (HTTR), Китае (TRIS-10) и ЮАР (PMBR);
- продолжают эксплуатироваться в режиме генерации энергии 10 реакторов РБМК-1000 и 3 реактора ЭГП-6 в РФ, 14 реакторов AGR в Великобритании, 4 реактора в Китае и исследовательский реактор UNGG в Бельгии.

Японский высокотемпературный газоохлаждаемый реактор в исследовательском центре Оараи, введенный в эксплуатацию в 1998 г. и остановленный после Фукусимской аварии, проходит обследования для проверки соответствия постфукусимским стандартам в области безопасности, его дальнейшая судьба не решена.

Поддавляющее большинство УГР, в том числе все промышленные реакторы для на-

работки оружейного плутония (кроме КНДР) остановлены и подлежат выводу из эксплуатации.

Основная проблема вывода из эксплуатации ядерных установок с УГР связана с необходимостью выбора оптимальных методов обращения с большими объемами отработавшего графита, который занимает особое место при обращении с накопленными радиоактивными отходами (РАО). Весь отработавший облученный и радиоактивно-загрязненный графит, получаемый в результате демонтажа УГР, можно разделить на две основные группы:

- конструкционный графит, из которого выполнена кладка реактора;
- графит, образующийся в ходе ремонтов и ликвидации инцидентов и аварий на реакторах.

Удельная активность реакторного графита является величиной прогнозируемой и составляет, в зависимости от срока эксплуатации реактора, от $1,1 \times 10^{11}$ Бк/т до $3,7 \times 10^{12}$ Бк/т по ^{14}C . Активность извлекаемого при ремонтах графита предопределять невозможно в связи с неоднородностью распределения просыпей ядерного топлива в реакторном пространстве.

Общая активность графита разделяется на два типа: внутренняя и внешняя. Внутрен-

няя активность складывается из нескольких составляющих:

- радиоактивность технологических примесей,
- накопление в графите ^{14}C , удельная активность которого растет с дозой. Для ресурсных флюенсов кладки реакторов РБМК-1000 ($\sim 2 \times 10^{22}$ н/см 2) удельная активность ^{14}C может достигать $3,7 \times 10^9$ Бк/кг.

К внешним загрязнениям графита относятся просыпи продуктов деления и фрагментов ядерного топлива, образующиеся в результате различных инцидентов или аварий. Мощность дозы γ -излучения от реакторного графита таких загрязненных блоков на расстоянии 0,5 м может достигать 600 мкЗв/с. По мере удаления от центра локализации такого инцидента радиоактивность блоков графитовой кладки значительно снижается.

После длительного облучения в реакторе графит не приобретает никаких свойств, которые могли бы ему создать область полезного применения. Учитывая удельную активность облученного графита (~ 1 ГБк/кг), его относят к категории твердых РАО среднего или высокого уровня активности. Кроме того облученный реакторный графит обладает следующими специфическими свойствами:

- уникальностью кристаллической структуры и пористостью, которые определяют его физические свойства и поведение после нейтронного облучения;
 - незаменимостью графитовой кладки в течение всего срока эксплуатации активной зоны УГР, и, как следствие, наибольшим из всех РАО набранным флюенсом нейтронов;
 - неравномерностью как по величине, так и изотопному составу загрязнения кладки и отдельных графитовых деталей;
 - загрязненностью кладки долгоживущими биологически значимыми радионуклидами ^{90}Sr и ^{137}Cs , которые химически более активны и могут замещать в живых организмах стабильные изотопы ^{40}Ca , ^{39}K , создавая тем самым дополнительное внутреннее облучение;
 - дополнительным вкладом в активность графита таких радионуклидов, как ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{239}Pu и др., возникшим в результате аварий и попадания в него фрагментов ядерного топлива;
 - пожароопасностью графита и взрывоопасностью графитовой пыли;
 - высокой удельной теплотой сгорания (~ 8 ккал/г) и температурой воспламенения ~ 700 °С;
 - наличием накопленной «энергии Вигнера», образующейся при облучении нейтронами кристаллической решетки, которая деформируется, приобретая более высокую потенциальную энергию. Количество накопленной энергии зависит от потока нейтронов, времени облучения и температуры и может достигать ~ 2.700 Дж/г, что при одновременном высвобождении теоретически может привести к повышению температуры ~ 1500 °С;
 - выделением из кладки радиоактивных и токсичных газов, таких как ^{36}Cl , ^3H .
- Вышеперечисленные свойства ОРГ требуют при выводе из эксплуатации комплексного планирования и реализации нескольких взаимосвязанных операций для надежной изоляции от живых систем.

Существует два основных варианта обращения с ОРГ, при реализации которых необходимо учитывать данные свойства этих РАО:

Страна	Количество реакторов	Тип реактора	Годы эксплуатации	Масса графита, т
Франция	9	UNGG, GCR	1959-1994	23.114
Германия	2	HTGR	1967-1989	525
Бельгия	1	UNGG	1956-н.в.	472
Италия	1	Magnox	1963-1987	2.065
Япония	2	Magnox, HTGR*	1966-н.в.	1.600
Северная Корея	1	Magnox	не определено	не определено
Литва	2	LWGR	1983-2009	4.000
Россия	31	LWGR	1954-н.в.	66.204
Испания	1	Magnox	1972-1990	2.440
Великобритания	46	Magnox, AGR	1947-н.в.	77.006
Украина	4	LWGR	1977-2000	$\sim 8.000^{**}$
США	19	HTGR, LWGR, Aircooled	1942-1989	10.160
Китай	4	HTR, Aircooled, LWGR	1963-н.в.	1.560
ИТОГО	123			197.146

Таблица 1. Уран-графитовые реакторы в мире. *Реактор HTGR после аварии на АЭС Фукусима был остановлен, начаты работы по обновлению его лицензии для соответствия «постфукусимским стандартам» в области безопасности; ** Количество оставшегося графита в четвертом энергоблоке не определено.

- упаковка некондиционированного ОРГ в контейнеры с последующим захоронением;
- кондиционирование ОРГ (сжигание, включение в инертную матрицу и т.п.) с раздельным удалением и последующей утилизацией/захоронением всех полученных фракций РАО.

В настоящее время суммарное количество накопленного ОРГ в мире ~260 тыс. т (рис. 1). Поэтому проблема эффективной экологически безопасной утилизации облученного реакторного графита является общемировой.

В различных странах изучались варианты обращения с ОРГ. Общепринятого подхода к безопасной разборке кладки, ее кондиционированию и захоронению пока не найдено. Только у Франции имеются конкретные планы по захоронению графитовых отходов. В Великобритании и во Франции продолжают исследования, направленные на изучение поведения, локализации и механизмов высвобождения ключевых радионуклидов в облученном графите, а также на минимизацию объемов ОРГ для окончательной изоляции.

Планы по обращению с графитовыми отходами во Франции были четко определены законом, принятым в 2006 г., который устанавливает целевые сроки для процесса окончательной изоляции.

Стратегия захоронения, одобренная регулирующим органом, заключается в захоронении графитовых отходов в приповерхностном хранилище в глинах. Основным критерием этого варианта является экономия затрат, которые оцениваются на порядок ниже, чем в глубокой геологической формации.

В Великобритании большая часть ОРГ находится в действующих или остановленных реакторах АЭС. Эталонная стратегия захоронения облученного графита заключается в его размещении в защитных контейнерах в геологическом хранилище. Представлены два проекта вывода из эксплуатации УГР – исследовательского реактора GLEEP и реактора WindscalePile.

Роль МАГАТЭ в решении проблемы утилизации реакторного графита

В материалах МАГАТЭ 2010 г., посвященных прогрессу в изучении методов решения проблемы реакторного графита, рассмотрены достоинства и недостатки немедленного вывода УГР из эксплуатации. Отмечено, что стратегия вывода из эксплуатации определяется исходя из затрат, долгосрочных и краткосрочных. При этом говорится, что скорейший вывод из эксплуатации является ключевым фактором, способствующим восстановлению общественного доверия. Поэтому техническое сообщество должно предложить технологические средства для достижения скорейшего и безопасного вывода из эксплуатации.

В 2016 г. МАГАТЭ признало потенциальную опасность, сложившуюся в мире с обращением, утилизацией и окончательным захоронением ОРГ остановленных научно-исследовательских, промышленных и энергетических уран-графитовых реакторов. Была поддержана идея создания в Российской Федерации международного центра по отработке безопасных технологий по обращению ОРГ. Такой центр был создан на базе Томского «Опытно-демонстрационного центра вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов» (ОДЦ УГР). В этом проекте GRAPA (Irradiated GRAPhite Processing Arranges) участвуют также Германия и Франция. Планируется, что в течение трех лет ОДЦ разработает промышленную технологию безопасного обращения с ОРГ.

Целью проекта стало решение широкого круга задач, включая определение свойств графитовых РАО, разработку безопасных технологий извлечения графита из реакторов, переработку, временное хранение и захоронение. Это достигается за счет обобщения опыта, полученного разными странами и выполнения НИОКР.



Рис.1. Массы накопленного радиоактивного графита в разных странах при работе УГРов [Павлюк А.О. выставка «АтомЭко 2017», М. Ноябрь, 2017, http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/2017/materials/06_АТОМЕКО_Павлюк_А.О.pdf]

Одним из результатов работы по проекту GRAPA стал отказ от дорогостоящих и неэффективных методов, таких как метод демонтажа графитовой кладки под водой, принятый ранее во Франции. Существенной особенностью проекта GRAPA является нацеленность на технологии полноценной опытно-промышленной демонстрации технических решений и их дальнейшей реализации.

За три года ОДЦ УГР значительно продвинулся в области разработки безопасных технологий демонтажа графитовых кладок и апробации методов характеристики, переработки, дезактивации графита, и «захоронения на месте» уран-графитовых реакторов. Из-за высоких уровней радиоактивности разборка графитовой кладки не может выполняться человеком, это должны делать роботы, которые необходимо создать и обучить. Для разборки графитовых кладок РБМК потребуется проектирование и строительство полномасштабного тренажера с разработкой компьютерных программ и обучением роботизированного комплекса и операторов.

Учитывая полученные результаты и наличие сформированной команды специалистов, МАГАТЭ планирует продолжить реализацию проектов, направленных на решение проблемы графитовых РАО.

Правовой режим обращения с облученным графитом в Российской Федерации

Исходя из норм действующего законодательства облученный графит выводимых из эксплуатации блоков АЭС (РБМК-1000) является разновидностью радиоактивных отходов, так как дальнейшее использование графита не предусмотрено.

В законодательстве Российской Федерации порядок обращения с радиоактивными отходами регулируется двумя основными федеральными законами:

- «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ
- «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» № 190-ФЗ.

Кроме этого, к нормативным источникам, содержащим правовые нормы в сфере вывода из эксплуатации ядерных установок и пунктов хранения, можно отнести следующие международные конвенции и федеральные законы:

- Конвенцию о ядерной безопасности (Вена 1994);
- Объединенную конвенцию о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами (Вена 1997);
- ФЗ «О радиационной безопасности на-

селения» № 3-ФЗ;

- ФЗ «Об охране окружающей среды» № 7-ФЗ;
 - ФЗ «Об экологической экспертизе» № 174-ФЗ;
 - ФЗ «Об электроэнергетике» № 35-ФЗ;
- Постановления Правительства Российской Федерации:

- «О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии»;
- «О лицензировании деятельности в области использования атомной энергии»;
- «Об утверждении положения о разработке и утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и перечня федеральных норм и правил в области использования атомной энергии».

Кроме того существуют федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии и санитарные правила в области обеспечения радиационной безопасности, разработанные надзорными органами. На сегодняшний день разработаны Правила безопасного вывода из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла (НП-057-04), ядерных энергетических установок судов (НП-037-02), исследовательских ядерных установок (НП-028-01), промышленных реакторов (НП-007-98) и др.

Правила вывода из эксплуатации таких ядерных установок и пунктов хранения закреплены в Общих положениях обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15) и Правилах обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (НП-012-16, утв. Приказом Ростехнадзора от 10.01.2017 № 5).

Кроме этого содержание программы по выводу из эксплуатации блока атомной станции содержится в Руководстве по безопасности РБ-013-2000 «Требования к содержанию программы вывода из эксплуатации блока атомной станции» (утв. постановлением Госатомнадзора РФ от 4 ноября 2000 г. № 13).

Исходя из нормативных документов, под выводом из эксплуатации ядерной установки признается деятельность, осуществляемая после удаления ядерного топлива и ядерных материалов с блока атомной станции (АС), направленная на достижение заданного конечного состояния блока АС, исключающая использование блока в качестве источника энергии и обеспечивающая безопасность работников (персонала), населения и окружающей среды.

Правила (НП-012-16) устанавливают, что на всех этапах жизненного цикла блока АС, предшествующих его выводу из эксплуатации, эксплуатирующей организацией должно осуществляться планирование вывода из эксплуатации блока АС путем разработки концепции вывода из эксплуатации блока АС и ее по-

следующего пересмотра (уточнения). Данными правилами также установлена норма о необходимости разработки Концепции вывода для всех энергоблоков в течение двух лет после вступления в силу этих правил, то есть не позднее 22.02.2019 г.

На сегодняшний день нормативно закреплено два сценария вывода из эксплуатации АС:

- ликвидация блока АС,
- захоронение блока АС.

Варианты ликвидации блока могут быть реализованы двумя альтернативными способами:

- «немедленная ликвидация блока атомной станции»,
- «отложенная ликвидация блока атомной станции».

Ликвидация блока АС – вариант вывода из эксплуатации блока АС, предусматривающий:

- дезактивацию загрязненных радионуклидами зданий, сооружений, систем и элементов блока АС до приемлемого уровня в соответствии с действующими нормами радиационной безопасности и (или) их демонтаж,
- обращение с образующимися РАО и другими опасными отходами,
- подготовку площадки выводимого из эксплуатации блока АС для дальнейшего ограниченного или неограниченного использования.

Немедленная ликвидация блока АС – способ реализации варианта «Ликвидация блока АС», при котором работы по демонтажу или дезактивации зданий, сооружений, систем и элементов блока АС начинаются непосредственно после прекращения эксплуатации блока АС. Например, «Концепция вывода из эксплуатации энергоблоков Ленинградской АЭС с РБМК-1000» предусматривает вариант «немедленная ликвидация».

Отложенная ликвидация блока АС – способ реализации варианта «Ликвидация блока АС», при котором работы по демонтажу или дезактивации зданий, сооружений, систем и элементов блока АС начинаются после их безопасного сохранения на площадке выводимого из эксплуатации блока АС в течение длительного времени до тех пор, пока содержание в них радиоактивных веществ в результате естественного распада не снизится до заданных уровней.

Захоронение блока АС – вариант вывода из эксплуатации блока АС, предусматривающий создание на площадке АС системы захоронения РАО.

Исходя из утвержденной в Российской Федерации классификации РАО (утв. Постановлением Правительства РФ от 19.10.2012 г. № 1069), все радиоактивные отходы помимо агрегатного состояния и других критериев по опасности разделены на 6 классов. Данная классификация применима только к удаляемым РАО.

В соответствии с «Критериями отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам» (утв. Постановлением Правительства РФ от 19.10.2012 г. № 1069) облученный графит энергоблоков АС не может быть отнесен к «особым РАО» и является «удаляемыми РАО». Исходя из утвержденной классификации, большая часть облученного графита являются РАО второго класса. По действующему законодательству РАО второго класса необходимо хоронить в ПГЗРО. Однако таких пунктов пока не создано.

Природные и антропогенные механизмы образования ¹⁴C

Углерод является структурной основой живых организмов, экосистем и участвует в круговороте этого элемента в биосфере. В природе присутствуют в основном два стабильных изотопа: ¹²C (98,92%) и ¹³C (1,08%). Из четырех радиоактивных изотопов

(10С, 11С, 14С и 15С) только долгоживущий 14С ($T_{1/2}=5.730$ лет) представляет экологическую опасность, включаясь в круговорот углерода биосферы. Остальные, имея периоды полураспада от 2,45 сек. (15С) до 20.33 мин. (11С), экологически не значимы.

Содержание 14С в природе составляет $10^{-10}\%$. Это чистый низкоэнергетический бета-излучатель с максимальной энергией частиц 156 кэВ. 14С образуется в естественных и в искусственных условиях в результате нескольких ядерных реакций с участием тепловых нейтронов.

Природные механизмы образования 14С

14С постоянно образуется в нижних слоях стратосферы в результате воздействия вторичных нейтронов космического излучения на ядра атмосферного азота. Образование 14С происходит по реакции захвата нейтроном ядром азота, с последующим испусканием протона: $14N(n, p)14C$.

Существуют и другие реакции, создающие в атмосфере космогенный углерод-14, в частности при столкновении нейтронов с ядрами менее распространенного стабильного изотопа 13С, при котором происходит испускание гамма-кванта: $13C(n, \gamma)14C$, а также когда происходит захват нейтрона ядром атома кислорода и испускание альфа-частицы $17O(n, \alpha)14C$. Однако скорость образования по двум последним реакциям многократно ниже из-за меньшей распространенности исходных нуклидов и меньших сечений реакции взаимодействия нейтронов с атомами.

Планетарная экосистема с определенным соотношением между стабильными и радиоактивными изотопами углерода сформировалась в результате эволюционного процесса в течение миллионов лет. Поэтому революционное изменение (повышение) концентрации антропогенного 14С в природной среде в течение всего нескольких десятилетий — ядерные взрывы и выбросы-сбросы предприятий ядерной энергетики представляют большую экологическую и гигиеническую проблемы.

Скорость образования 14С составляет по разным данным от 1 до 1.5 ПБк/год, по массе от 8 до 12 кг/год. Среднее содержание природного радионуклида в атмосфере и биосфере остается постоянным: 227 ± 1 Бк/кг углерода.

Общее количество космогенного 14С в биосфере оценивается 8,5 ЭБк. При этом в стратосфере находится 0,3%, тропосфере — 1,6%, на поверхности Земли — 4%, в верхних перемешивающихся слоях океана — 2,2%, в глубинных слоях океана — 92%, в донных океанических отложениях — 0,4%.

Антропогенные механизмы образования 14С

Образование 14С при взрывах

Антропогенный 14С образуется, в основном, подобно природному, то есть нейтроны (возникающие в большом количестве при взрывах ядерных бомб) поглощаются ядрами 14N в атмосфере. Количество нуклидов зависит от типа бомбы (атомная или термоядерная), ее конструкции (используемые материалы) и мощности (плотность потока нейтронов). Величина выхода 14С при взрывах по реакции синтеза (водородной бомбы) принята равной 0,65 ПБк/Мт, по реакции деления (атомной бомбы) — почти в пять раз меньше (0,12 ПБк/Мт).

16 июля 1945 г. Соединенными Штатами было проведено первое ядерное испытание в штате Нью-Мексико, на полигоне Аламогордо. Заряд был приблизительно равен 20 килотоннам в тротиловом эквиваленте. С момента взрыва первой атомной бомбы в 1945 г. до вступления в силу договора о запрете испытаний ядерного оружия в трех сре-

дах в 1980 г. было проведено 423 испытания ядерного оружия в атмосфере, образовалось 249,2 ПБк 14С. Всего в мире в трех средах (в атмосфере, под водой и под землей) было проведено более 2000 ядерных испытаний.

Максимальная концентрация 14С была зафиксирована в атмосфере в 1963–1964 гг. Она превышала фоновый уровень в 2 раза. К 1978 г. концентрация «бомбового» 14С превышала фоновый уровень в среднем на 30%. Максимум превышения отмечен в районе 30° северной и южной широт и минимум в тропиках.

Значительный выброс 14С произошел во время аварии на Чернобыльской АЭС, когда в результате взрыва, по оценкам экспертов, на крыши соседних зданий могло быть выброшено до 300 т реакторного графита, а затем в течение 10 дней продолжалось горение оставшихся 1.500 т реакторного графита. В результате горения в биосферу поступил 14С в виде $14CO_2$ и $14CO$.

Образование 14С при эксплуатации ядерных реакторов

Этот нуклид образуется в активной зоне атомных реакторов любого типа, где существуют мощные потоки нейтронов, которые взаимодействуют с материалами конструкций реактора, с веществом теплоносителя, замедлителя, системы охлаждения замедлителя, топлива и имеющимися в них примесями.

В действующих АЭС на территории бывшего СССР (России, Украине, Литве) используются, в основном, корпусные водо-водяные двухконтурные реакторы (ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200), уран-графитовые одноконтурные реакторы (АМБ-100, АМБ-200, ЭГП-6, РБМК-1000 и РБМК-1500) и реакторы на быстрых нейтронах (БН-350 и БН-600, БН-800). Первая и вторая группа реакторов аналогичны соответствующим типам зарубежных реакторов (PWR и LWGR) по скорости генерации 14С и его выходу в окружающую среду.

Три реактора РБМК-1000 на Украине и два РБМК-1500 в Литве остановлены и освобождены от ядерного топлива. На них выполняются работы по подготовке к демонтажу. В России продолжают эксплуатироваться 11 реакторов РБМК-1000 и 4 реактора ЭГП-6. Из них один реактор РБМК-1000 и один реактор ЭГП-6 эксплуатируются без генерации энергии. Они окончательно остановлены, ожидают выгрузки ядерного топлива и вывода из эксплуатации.

Отличительная особенность реакторов РБМК — наличие в активной зоне большого количества графитового замедлителя, охлаждаемого потоком азотно-гелиевой смеси. Наличие азота приводит к значительной скорости генерации 14С — 2–3 ТБк/(ГВт/год) по реакции $14N(n, p)14C$, что примерно на порядок больше, чем в реакторах ВВЭР.

В самой графитовой кладке реактора РБМК тоже генерируется радиоуглерод в результате реакции $13C(n, \gamma)14C$, но скорость образования по этой реакции на 5 порядков ниже из-за малой концентрации 13С и меньшего сечения этой реакции. Образование радиоуглерода происходит и в результате реакций $15N(n, \alpha)14C$, $17O(n, \alpha)14C$, а также $16O(p, \beta)14C$. Но эти скорости также незначительны из-за низких концентраций изотопов и небольшого сечения взаимодействия этих реакций с нейтронами.

Образование 14С в УГР в значительной степени зависит от рабочего тела, охлаждающего графитовую кладку. Так, удельная активность 14С в ПУГРах СХК, продуваемых азотом, в 8–10 раз выше, чем в реакторах АGR, продуваемых углекислым газом. Кроме описанных реакций образования радиоуглерода, происходит активация различных примесей в графитовой кладке, элементах конструкции реактора и ядерном топливе. Еще один механизм загрязнения графитовой кладки — прямой контакт с другими частями активной зоны реактора.

Радиоуглерод 14С образуется и в ядерном топливе. Скорость его образования зависит, главным образом, от концентрации примесей азота в ядерном топливе. При обычном его содержании (0,001–0,002%) скорость образования 14С составляет 0,4–2,5 ТБк/(ГВт/год), в воде теплоносителя-замедлителя 14С на-

ходится в пределах 0,2–0,5 ТБк/(ГВт/год). Наиболее высокие нормализованные выбросы 14С — от 10 до 17 ТБк/(ГВт/год) отмечаются у реакторов на тяжелой воде (PHWR, CANDU).

Обобщая вышеизложенное, можно сказать, что радиоактивность облученного графита в УГР обусловлена следующими процессами:

- активацией примесей в графите (доминирующие нуклиды 3Н, 14С, 60Со, 36Сl);
- загрязнением поверхностей графитовых изделий продуктами активации, например 14С из продувочного азота и контактами с другими загрязненными 60Со, 55Fe и 3Н деталями реактора;
- загрязнением поверхностей графитовых изделий ядерными материалами и продуктами деления топлива в результате инцидентов с просыпаниями топлива и др.

Образование 14С при переработке ОЯТ ядерных реакторов

Радиоуглерод 14С является одним из компонентов в выбросах предприятий по регенерации ядерного топлива. По существующей оценке, в отработавших ТВЭЛх содержится до 66% 14С, образовавшегося в результате нейтронной активации примесей топлива и теплоносителя. При переработке ТВЭЛов максимальное выделение 14С происходит в первые 12 часов после их растворения. При переработке ТВЭЛов массой 1.500 т/год выбросы 14С составляют 18,5 ТБк/год. Завод по переработке ТВЭЛов легководных реакторов вырабатывает 14С в объеме 0,46 ГБк/(МВт/год), а ТВЭЛов высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением — 2,5 ГБк/(МВт/год).

Предполагалось, что к 2000 г. концентрация 14С удвоится, причем соотношение радиоактивного углерода к стабильному $14C/12C$ уменьшится за счет более высоких скоростей образования стабильного изотопа при сжигании ископаемых углеводородов. Таким образом, ежегодный мировой рост сжигания ископаемых углеводородов нивелирует негативные последствия от выброса радиоуглерода 14С атомной промышленностью и его включение в биологические системы и генетические молекулы. Вместе с тем рост выбросов 14С и 12С в атмосферу в виде CO_2 способствует повышению средней температуры на планете и подрыву механизмов воспроизводства привычной среды обитания.

Влияние радиоуглерода 14С на живые организмы

Несмотря на чрезвычайно низкое содержание радиоуглерода 14С в биосфере (доля радиоактивного углерода при естественном уровне радиации соответствует примерно одному атому на триллион (10^{12}) атомов всего углерода), увеличение его концентрации может иметь существенные негативные последствия.

Участвуя в обменных процессах вместе со стабильным углеродом, 14С проникает во все органы, ткани и молекулярные структуры живых организмов. Воздействие радиоуглерода на ДНК и РНК биологических объектов связано с действием бета-частиц и ядерной энергии азота, возникающих в результате распада по схеме $14C \rightarrow 14N$. Явление радиоактивной отдачи связано с тем, что, выбрасывая альфа-частицу, сам атом отскакивает в обратном направлении, сталкиваясь с встречающимися на пути молекулами и выбивая из них электроны.

Кроме того, повреждающее действие связано с изменением химического состава молекул за счет превращения атома углерода в атом азота. Подобные превращения в генетических структурах клетки принято называть трансмутациями, а вызванные ими генетические эффекты — трансмутационными. В организме человека ежегодно происходит около 4 млрд трансмутационных эффектов, связанных с 14С (сотни ежесекундно). При этом счита-

ся, что подобные повреждения ДНК с трудом или вовсе не восстанавливаются системой клеточной репарации и являются необратимыми.

Повреждения ДНК, вызванные ядерными превращениями $14C \rightarrow 14N$, могут инициировать потерю генетической информации со скоростью ядерного распада радиоуглерода, являясь ничем иным, как ядерно-биологическими часами, отмеряющими продолжительность жизни.

Факт высокой генетической значимости трансмутационного превращения 14С, включенного в молекулы ДНК, теоретически обоснован и экспериментально доказан. Эффект проявляется и в области малых доз, близких к уровню доз от естественного радиационного фона.

Вариации концентрации радиоактивного углерода в атмосфере в последние столетия показали, что доминирует всплеск в период 1945–1963 гг., вызванный испытаниями ядерного оружия. После принятия моратория на взрывы ядерных устройств в атмосфере пошел спад концентрации, продолжающийся до настоящего времени.

Реакция мужской и женской смертности показала, что последствия всплеска концентрации 14С достигают своего максимума для мужского населения через 6–7 лет, а женского — через 25 лет. Очевиден идентичный профиль параболических кривых, что дополнительно указывает на общую причину повышенной смертности мужчин и женщин в соответствующий исторический период, несмотря на различие в координатах максимума.

Надежная изоляция реакторного графита от биосферы при выводе из эксплуатации УГР является важным критерием безопасности и успешности вывода из эксплуатации всех реакторов этого типа, в том числе РБМК.

Миграция 14С в природной среде

В результате атмосферных процессов радиоуглерод переносится с мест выбросов на большие расстояния. Окисляясь до $14CO_2$, вступает в естественный круговорот углерода.

В процессе фотосинтеза 14С накапливается в растениях. Животные организмы и человек получают его по пищевым цепочкам, преимущественно перорально. Вклад ингаляционного пути не превышает 1%. Только 10% 14С из атмосферы поглощается наземными растениями, остальные 90% фиксируются морскими организмами, в основном, планктоном.

Временная константа обмена 14С поверхностных слоев океана составляет 5–25 лет, а глубоких слоев — в диапазоне 100–1000 лет. Полный обмен как 14С, так и стабильного 12С происходит за 300–500 лет. Коэффициент перехода в цепи атмосфера-наземные растения равен 1. Равновесие устанавливается через 2–3 месяца. В растениях 14С может поступать также из почвы.

Содержание 14С в организмах животных коррелирует с его содержанием в растениях в предыдущем году. В 1963–1964 гг. после многочисленных испытаний в атмосфере ядерного и термоядерного оружия содержание 14С в растительных продуктах, молоке и мясе повысилось примерно в 2 раза по сравнению с фоновыми значениями. Могут создаваться и локальные очаги загрязнения 14С. Так, растения, находящиеся в 1–2 км от трубы АЭС, содержат на 50–90% больше 14С, чем произрастающие на расстоянии 20–30 км от нее.

Весь земной углерод сосредоточен в двух бассейнах — «осадочном» и «обменном». Углерод «осадочного» бассейна — более 99,83% всего земного углерода (органический и неорганический углерод осадочных пород, уголь, нефть и другие ископаемые) практически не участвует в естественных обменных процессах, он вступает в круговорот только после сжигания органического топлива.

Углерод «обменного» бассейна, в котором находится около 0,17% всего земного количества углерода (более 90% его — в глубинных водах Мирового океана), участвует в круговороте отдельными резервуарами: атмосферой, биосферой, гидросферой и др.

Скорость обмена углерода между резервуарами «обменного» бассейна различна:



- несколько лет – среднее время пребывания молекулы CO₂ в атмосфере до ее перехода в воду океана;
- несколько сотен лет – среднее время пребывания молекулы CO₂ из глубин океана до ее перехода в атмосферу;
- несколько сотен миллионов лет – среднее время пребывания молекулы углерода в осадочных породах до перехода в атмосферу.

Таким образом, осадочные породы являются как бы «могильником» радиоуглерода (естественного и искусственного), в котором он практически распадается и выходит из природного круговорота.

Стратегии обращения с уран-графитовыми реакторами после их окончательной остановки

Проектирование выводимых в настоящее время УГР проходило в СССР в 1960-е гг. без концептуальных проработок планов их будущего вывода из эксплуатации, демонтажа и долговременного решения проблем обращения с РАО, в том числе облученного реакторного графита.

Долговременная стратегия по безопасному обращению с РАО и ОЯТ сложнее, чем это казалось ранее. И эта проблема имеет не только технологическое, но и социально-экологическое, экономическое и нравственное измерение. Универсальное решение пока не найдено, поэтому «отложенный вариант» является самой распространенной стратегией.

Существуют три варианта концепций прекращения эксплуатации энергоблоков АЭС: «консервация», «захоронение» и «ликвидация», которые соответствуют трем стадиям по классификации МАГАТЭ: «сохранение под наблюдением», «ограниченное использование площадки», «неограниченное использование площадки». В США эти три способа именуются как «безопасное хранение», «захоронение на месте» и «удаление». Рассмотрим варианты стратегий обращения, которые предлагаются на текущий момент.

Вывод из эксплуатации УГР по концепции «захоронение на месте»

Специфика такого решения вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов вызвана тем, что реактор эксплуатировался под землей на глубине 20 м. Кроме того, графитовая кладка реактора загрязнена трансураниевыми радионуклидами, попавшими туда в результате аварий, связанных с разрушением оболочек ТВЭЛов и технологических каналов. Было принято решение о том, что этот объект

может быть отнесен к категории «особых РАО» и выводиться в соответствии с «Концепцией вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте», утвержденной 28.12.09.

Это стало первым опытом вывода из эксплуатации по сценарию «захоронение на месте» реактора ПУГР ЭИ-2, проработавшего 32 года в ЗАТО Северск Томской области. Данный двухцелевой реактор использовался для наработки плутония и для централизованного отопления города с населением 100 тыс. человек. Проект был реализован в 2011–2015 гг. После удаления ОЯТ и приведения реактора в ядерно-безопасное состояние были проведены следующие мероприятия:

- демонтировано все неактивное оборудование;
- нижняя часть реактора забетонирована гидроизоляционным бетоном, что обеспечило дополнительное укрепление основных несущих конструкций;
- боковые металлоконструкции заполнены бетоном;
- с помощью специально разработанного изоляционного материала на основе композиции глин и минералов месторождений сибирского региона была изолирована графитовая кладка, расположенная на 20 м ниже уровня земли;
- изоляционным материалом заполнены все проемы в бетонной шахте реактора и полости реакторного пространства;
- верхняя часть реактора закрыта с помощью железобетонного перекрытия, обеспечивающего защиту от пожара, воздействия взрывной волны и герметизирована изоляционным материалом;
- дезактивированы все помещения и демонтировано здание над реактором;
- РАО от демонтажа и дезактивации строительных конструкций подготовлены к захоронению.

Толщина барьера над кладкой – 5 м, под ней – 6 м, по периметру – 12 м.

Всего в пределах шахты реактора использовано 4,5 тыс. м³ глиняных смесей, за пределами шахты реактора – 36,6 тыс. м³;

На поверхности земли создан барьер из природных материалов (глина, песок, щебень). Объем материала для сооружения барьера на поверхности – 86 тыс. м³;

Сооруженный объект имеет статус пункта консервации особых радиоактивных отходов (ПКОРАО). Предусмотрен длительный мониторинг, впоследствии – перевод в ПЗРО.

Преимущества способа «захоронения на месте»:

- отсутствие необходимости изъятия высокоактивных РАО для последующей упаковки, транспортировки и захоронения;
- относительная дешевизна из-за отсутствия необходимости разукрупнения фрагментов реактора и последующего раздельного захоронения РАО в зависимости от класса опасности;
- относительно низкие дозовые нагрузки

на персонал в сравнении с вариантами разукрупнения и транспортировки фрагментов реактора.

Недостатки способа «захоронения на месте»:

- сложности изъятия и перезахоронения объекта в случае нарушения барьеров безопасности;
- близость грунтовых вод, опасность выщелачивания и опасность поступления 14С в водные горизонты питьевого водоснабжения.

Вывод из эксплуатации УГР по концепции «зеленый курган»

Концепция «зеленый курган» по выводу из эксплуатации АЭС разработана и запатентована АО «НИКИМТ». Рассмотрим возможность ее реализации для вывода из эксплуатации двух уран-графитовых реакторов Игналинской АЭС с реакторами РБМК-1500 мощностью по 1.500 МВт каждый.

Осложняющим обстоятельством при выводе из эксплуатации энергоблоков с реакторами РБМК является большая масса облученного графита в каждом реакторе (1.800 т), содержащего помимо биологически значимого 14С значительные загрязнения трансураниевыми элементами.

Учитывая высокую удельную активность 0,3–1,0 ГБк/кг графитовой кладки, в том числе ~130 МБк/кг по изотопу 14С, заслуживает внимания рассмотрение концепции «зеленый курган», которая не требует работ по демонтажу верхней биологической защиты (стального барабана высотой 3,0 м, заполненного уральским щебнем). Не потребуются доступ к графитовой кладке, ее разборка, сортировка графитовых блоков по уровню активности, их загрузка в контейнеры и транспортировка для кондиционирования и захоронения.

Можно ожидать, что стоимость реализации концепции «зеленый курган» для Игналинской АЭС будет существенно менее затратной, чем альтернативный вариант глубинного захоронения, который необходимо реализовать в геологически приемлемом месте. Вариант «зеленого кургана» в виде подземного захоронения на месте реализован на Сибирском химическом комбинате в ЗАТО Северск Томской области для двухцелевого ПУГР. Вариант «захоронение на месте» предусмотрен также для реакторов АДЭ, АДЭ-2 и АДЭ-3, размещенных в подземном пространстве на глубине 250 м на «Горно-химическом комбинате» в ЗАТО Железногорск Красноярского края.

В отличие от РБМК России и Украины графитовые кладки реакторов РБМК-1500 Игналинской АЭС расположены на 6,0 м выше рельефа местности на отметке +8,4 м на многокилометровой плите из кембрийской глины. Такое размещение реактора позволяет рассмотреть концепцию захоронения реакторов Игналинской АЭС на месте, по запатентованной НИКИМТом технологии «зеленый курган». При этом вероятность выщелачивания радио-

нуклидов в «зеленом кургане» грунтовыми водами на высоте третьего этажа жилого дома в ближайшие столетия маловероятна.

Использование специально разработанного консерванта «F» [М.А. Туктарови др., 2016 <http://www.atomic-energy.ru/articles/2016/06/08/66585>] для защиты графита и металлоконструкций от контакта с кислородом, является важным аргументом в пользу принятия концепции «зеленого кургана».

Дополнительным фактором в пользу этого варианта захоронения является наличие в изобилии подходящих глин и кварцевого песка в районе расположения Игналинской АЭС.

Заливка консервантом «F» полостей реактора и его металлоконструкций, обеспечит защиту металла от коррозии и изоляцию радионуклидов на период до 300 лет, когда распадутся короткоживущие радионуклиды. В течение этого времени можно рассчитывать на прогресс науки и появление более безопасных технологий утилизации и возможности использования ОРГ в народном хозяйстве. В ближайшие 70–100 лет облученный графит может быть без особых сложностей извлечен из кургана и использован.

По существующим оценкам хранение ОРГ на месте в 2–3 раза дешевле, чем «грязная и пыльная» дистанционная его разборка, облучение персонала, повышение риска загрязнения природы биологически значимым 14С, а также 36С1, 3Н и другими радиоактивными изотопами. В рамках подготовки энергоблоков РБМК-1500 к захоронению на месте требуется предварительно уменьшить его высоту от отметки +50,0 до +25,2 м (пол реакторного зала). Для этого необходимо предварительно демонтировать шатер-крышу, стальные стеновые колонны с навесными железобетонными панелями. Часть этих железобетонных панелей можно уложить на поверхности пола реакторного зала для защиты от падения летательных аппаратов и других несанкционированных действий сверху.

Преимущества концепции «зеленый курган»:

- не требуется выполнять работы по демонтажу, разукрупнению, дезактивации, транспортировке в хранилища оборудования и металлоконструкции реактора;
- нет необходимости демонтажа технологических и других каналов реакторов, а также разборки, кондиционирования, упаковки и транспортировки для захоронения в глубинном геологическом хранилище 3.600 т графитовой кладки двух реакторов;
- не требуется строительство дорогостоящего глубинного геологического могильника для долгоживущих РАО; все высокоактивные и долгоживущие РАО в защитных контейнерах размещаются в освобожденных от ОЯТ приреакторных бассейнах выдержки и других помещениях блоков;
- исключается выполнение работ с взрывоопасной графитовой пылью и загрязнение биосферы опасными радионуклидами 14С, 36С1, 3Н, содержащимися в графите, значительно снижаются дозовые нагрузки на персонал;
- не потребуются финансирования переселения вышестоящих работ;
- в окрестностях Игналинской АЭС имеются большие залежи кварцевого песка для бесполосного заполнения внутренних помещений блоков с упаковками РАО, а также кембрийских глин для заливки конструкций энергоблоков снаружи и последующей засыпкой грунта с укрепляющей растительностью;
- два зеленых кургана высотой 80,0 м и диаметром в основании 200,0 м на месте двух энергоблоков РБМК-1500 Игналинской АЭС могут стать экологически, экономически и социально-приемлемым решением проблемы вывода из эксплуатации ИАЭС.

Недостатки концепции «зеленый курган»:

- передача ядерного наследия потомкам;
- необходимость физической защиты

«зеленых курганов» от несанкционированного доступа, обеспечение комплексного экологического мониторинга в районе их размещения.

Варианты вывода из эксплуатации УГР с демонтажом графитовой кладки

В случае принятия решений вывода из эксплуатации УГР без «захоронения на месте» или «зеленого кургана», ключевой задачей становится демонтаж и обеспечение эффективных технологий обращения с облученным радиоактивным графитом.

При демонтаже УГР происходит целенаправленное разрушение проектных защитных барьеров безопасности. В результате возрастают риски выноса за пределы энергоблока радиоактивных веществ в твердом, жидком и газообразном состояниях, а также в виде аэрозолей. При демонтаже необходимо учитывать свойства облученного реакторного графита, которые возникли при длительной эксплуатации реактора.

При ресурсных флюенсах $\sim 2 \times 10^{22}$ н/см² теплопроводность графита остается на низком уровне, а механическая прочность снижается. Графит химически взаимодействует только с чрезвычайно сильными реагентами, например, с концентрированной азотной кислотой.

Облученный графит удовлетворяет большинству общих требований, предъявляемых к твердым РАО, пригодным для захоронения. Однако, оценка приобретенной активности графитового замедлителя и других графитовых деталей, применяемых в ядерных реакторах, показывает, что облученный графит не может быть принят на захоронение без предварительной обработки. Такая обработка перед захоронением должна обеспечивать его изоляцию от экосферы на весь период сохранения им потенциальной опасности — на десятки тысяч лет.

Этапы подготовки к демонтажу ОРГ реакторов РБМК-1000

Доступ к графитовой кладке реактора закрыт верхними защитными металлоконструкциями. Для РБМК-1000 это схемы: «Г» (стальные балки и плиты), схема «Е» (стальной барабан высотой 3,0 м, диаметром 12,0 м, засыпанный щебнем), стальные тракты наращивания, пароводяные коммуникации и стальная оболочка реакторного пространства (схема КЖ).

До начала работ по демонтажу графитовой кладки необходимо демонтировать 2488 каналов реактора. Для производства этих работ с учетом требований «Правил радиационной и общепромышленной безопасности», потребуются разработка проекта организации работ с определением последовательности выполнения демонтажных операций, разработка проекта создания ограниченного доступа к графитовой кладке. Учитывая высокий радиационный фон и обретенную поверхность рыхлость графитовых блоков, приводящую к образованию пыли, разборка кладки должна выполняться дистанционно, с использованием роботизированных комплексов.

Необходимость тщательного планирования процесса демонтажа требует одновременного учёта множества факторов, характеризующих как состояние выводимого из эксплуатации энергоблока, так и применяемое оборудование, и планируемые операции. При этом велик риск принятия решений, не обеспечивающих требуемый уровень безопасности. МАГАТЭ рекомендует использовать макеты, модели реактора и блока в целом для подготовки персонала к выполнению процедур демонтажа. Современный уровень развития информационных технологий позволяет обеспечивать практически достоверное моделирование на трёхмерных моделях физических процессов в режиме реального времени. Имеющийся опыт подготовки к демонтажу графитовой кладки УГР показывает целесообразность и эффективность разработки интерактивных

имитационных трёхмерных моделей (ИИТМ) для отработки процедур демонтажа графитовой кладки, а также для подготовки персонала, который будет выполнять эти работы.

По итогам проведённых исследований АО «ОДЦ УГР» (ЗАТО Северск, Томской области) запатентован «Способ демонтажа графитовой кладки ядерного реактора», который обеспечит выполнение работ вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов по варианту «Ликвидация».

Специалистами ОДЦ УГР предложено выполнение работ по полному демонтажу графитовой кладки через проем в верхних металлоконструкциях с сохранением несущей и защитной способностей верхних металлоконструкций. Такой подход позволит снизить выбросы аэрозолей и избежать увеличения дозы гамма-излучения в центральном зале реактора. Демонтаж конструктивных элементов реактора, в том числе графитовой кладки, планируется выполнять с помощью дистанционно управляемого манипулятора. Извлечение графитовых блоков кладки осуществляется без принудительной фрагментации, что предотвращает увеличение объема радиоактивных отходов и образование радиоактивной графитовой пыли.

На время выполнения работ сохраняются в рабочем состоянии все системы, обеспечивающие безопасность. Проемы над реактором закрываются специально разработанными защитными крышками, которые защищают персонал от излучения реактора и при этом обеспечивают необходимый доступ к внутренним конструкциям.

Дезактивация графитовой кладки — один из этапов предварительной обработки перед долговременной изоляцией. Целью дезактивации ОРГ является удаление из его объема радионуклидов для перевод графитовых РАО из одного класса удаляемых твердых радиоактивных отходов в другой. Это может обеспечить снижение затрат на его захоронение при переходе от глубинного к приповерхностному захоронению.

В России и других странах ведутся многочисленные научно-исследовательские работы по исследованию возможностей дезактивации облученного графита, его очистки от долгоживущих нуклидов, и от нуклидов, имеющих высокую γ -активность. Дезактивация осуществляется за счет термического воздействия на графит различных жидких и газовых сред, таких как кислоты, щелочи, расплавы солей, пар, гелий, азот и др. Кроме того используется плазменная обработка поверхности облученных графитовых блоков.

Предварительные результаты дезактивации облученного графита аргоном и паром показали, что в случае воздействия аргоном выход радионуклидов из объема графита составляет около 20%, а при воздействии паром выход долгоживущих радионуклидов доходит до 65%. Но такая дезактивация сопровождается потерей массы самого графита.

Проводилась опытная отработка дезактивации колец технологических каналов Курской АЭС воздухом и в расплаве солей. Результаты экспериментов показали, что при дезактивации графита воздухом при температуре $\sim 700^\circ\text{C}$ возможно удаление 90–95% радиоактивного углерода ¹⁴C с потерей массы графита в диапазоне ~ 25 –35%.

Кроме жидкостной и газовой дезактивации облученного реакторного графита исследовалась плазменная обработка для дезактивации поверхности радиационно-загрязненных графитовых блоков. Плазменный разряд зажегся между обрабатываемой поверхностью графитового блока, служащего катодом, и коллектором — анодом. Происходило распыление поверхности графитового блока, и радиоактивный ¹⁴C осаждался на электроде-коллекторе.

При осуществлении дезактивации облученного реакторного графита удаление хотя бы одного долгоживущего изотопа можно считать положительным результатом технологии. При этом необходимо оценивать количество, состав и класс образующихся вторичных РАО. Поэтому требуются системные экспериментальные исследования по оптимизации процессов дезактивации реакторного графита

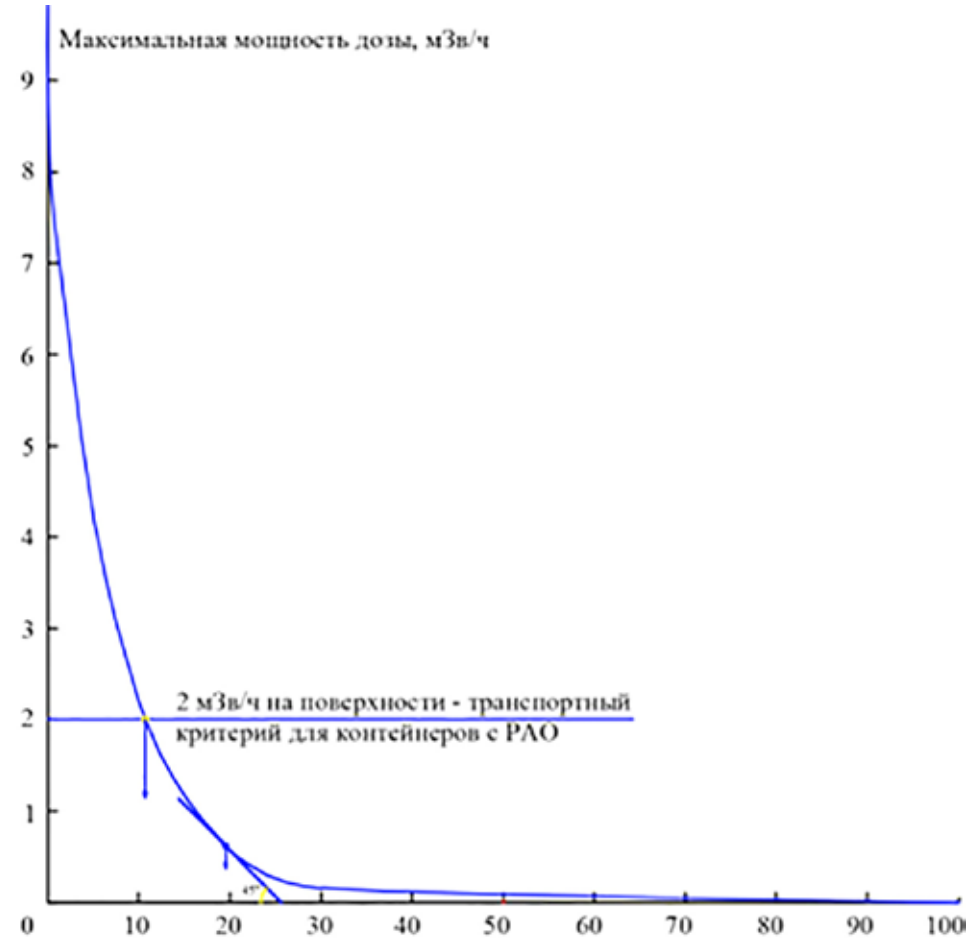


Рис. 2. Мощность эквивалентной дозы излучения от графитового блока после 10 лет выдержки достигает допустимого значения для транспортировки

та с учетом необходимости защиты природных экосистем.

Изучались различные варианты обращения с графитовыми РАО для обеспечения их долговременной изоляции от природных экосистем. Наиболее широкие исследования проводились в Великобритании, России и Франции, однако окончательное решение по их кондиционированию и захоронению не принято. На практике наиболее распространенным вариантом, применяемым в настоящее время, является удаление графита и его долгосрочное хранение (отложенное решение).

Рассмотрим три возможных основных варианта окончательной утилизации отработанного графита:

- прямое захоронение после соответствующей упаковки;
- утилизация после сжигания с последующим кондиционированием золы;
- утилизация после химической обработки (жидкая и/или газообразная экстракция) и кондиционирование (пропитка, капсулирование и т.д.) и надлежащая упаковка.

Прямое захоронение графитовых отходов

Выбор стратегии захоронения на месте, захоронение в приповерхностном или глубинном пункте захоронения РАО (ПЗРО) — определяется рядом технико-экономических факторов, в том числе, расположением ядерной установки.

Для непосредственного захоронения в ПЗРО рассматривались как приповерхностные хранилища, так и глубинные геологические формации. В соответствии классификацией РАО, большая часть облученного графита (графит кладок УГР) относится ко 2 классу РАО, который подлежит захоронению в глубоких геологических формациях без предварительной выдержки в целях снижения их тепловыделения.

Аварийный графит, содержащий просыпи ОЯТ, неоднороден по своему загрязнению. При сортировке и его выделению в процессе демонтажа графитовой кладки УГР аварийный графит будет относиться к классу 1 и также подлежит захоронению в глубинных ПЗРО.

Сменные графитовые изделия подвергались облучению в течение значительно меньшего времени (5–15 лет) по сравнению с блоками кладки (~ 45 лет), поэтому их удельная активность ниже и находится в прямой зависимости от времени облучения.

Применительно к графиту энергетических УГР оцениваемая масса удаляемого графита класса 1 (аварийный графит) составит 1.500 т, класса 2–22.000 т (кладка), класса 3 (штулки, кольца и др.) — 7.500 т.

В графитовых кладках в местах локализации частиц облученного топлива в период выдержки до трех лет спектр γ -излучения облученного графита определяется короткоживущими осколками деления ¹³⁴Cs, ¹⁴⁴Ce, ¹⁰⁶Ru, ¹⁵⁵Eu и др., в последующий период от 3 до 50 лет — радионуклидами ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs и ¹⁵⁵Eu. В этот период высокий уровень гамма-фона реакторов обусловлен, главным образом, высокоэнергетическими γ -квантами, сопровождающими β -распад ⁶⁰Co ($T_{1/2} = 5,27$ года).

Согласно расчетным данным НИЦ «Курчатовский институт», мощность дозы от графитового блока после 10 лет выдержки достигнет транспортного критерия (рис. 2), то есть ограничения по мощности дозы при перевозке упаковок с графитовыми РАО. Это позволит обращаться с графитом более безопасно и менее затратно.

Локальные концепции вывода из эксплуатации энергоблоков с реакторами РБМК-1000 предусматривают варианты демонтажа (немедленного или отложенного) реакторных установок с упаковкой графитовых отходов в контейнеры и их вывозом на захоронение. Для приповерхностного и глубинного захоронения были разработаны специальные контейнеры.

Первым этапом вывода из эксплуатации УГР (подготовка к ликвидации блока) является выгрузка ОЯТ, то есть приведение реактора в ядерно-безопасное состояние. Этот этап до начала демонтажа блока (7–8 лет) максимально использует преимущества, полученные в результате радиоактивного распада, снижая дозовые нагрузки при последующей разборке графитовой кладки.

На втором этапе вывода из эксплуатации разборка графитовой кладки реактора должна осуществляться послойно, отдельными блоками. Извлечение графитовых блоков из активной зоны и размещение их в контейнеры будет осуществляться дистанционно с использованием робототехнических средств и специальной технологической оснастки.

Технологическая последовательность кондиционирования реакторного графита включает следующие укрупненные операции:

- перемещение графитовых блоков в измерительную камеру, для радиационных измерений с целью определения удельной активности, дозообразующих радионуклидов, наличия ядерных ма-

- териалов и мощности дозы гамма-излучения;
- сортировка графитовых блоков по активности и по наличию ядерных материалов (для оптимизации размещения графита в контейнере);
- плотная упаковка графитовых блоков в контейнере;
- подготовка и размещение в контейнере графитовых колец, втулок, технологических каналов и др., ранее извлеченных из активной зоны;
- засыпка графитовой пыли в свободные полости контейнера и омоноличивание его содержимого;
- герметизация крышки контейнера;
- дезактивация контейнера (при наличии снимаемых загрязнений);
- контроль параметров и паспортизация контейнера.

Утилизация после сжигания с последующим кондиционированием золы

С целью уменьшения объема графитовых отходов для окончательной утилизации рассматривался вариант их сжигания с последующим захоронением золы. Для обычного процесса сжигания было установлено, что соотношение графита к золе составляет ~160, поэтому общий объем РАО, подлежащего захоронению, будет значительно меньше по сравнению с исходным облученным графитом, хотя зола будет относиться к более высокой категории отходов.

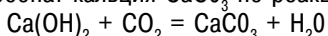
Для горения графита требуется предварительный разогрев всей его массы до температуры не ниже 300 °С, а интенсификация горения наступает при 1.200–1.300 °С.

Перспектива сжигания графитовых отходов для окончательной утилизации вызывает следующие проблемы:

- трудность сжигания реакторного графита в связи с его качеством;
- выделение радиоактивных газов, в частности, ^{14}C , ^{36}Cl и остаточного ^3H ;
- переработка и иммобилизация золы, в которой сконцентрированы радионуклиды;
- необходимость измельчения графита на достаточно мелкие фрагменты перед сжиганием, исключив при этом выход пыли в окружающую среду.

Для исключения выбросов в окружающую среду остаточных радиоактивных газов система сжигания графита должна быть оборудована эффективной системой фильтрации, состоящей из предварительного фильтра, обратного промывного фильтра и воздушного фильтра высокой эффективности для улавливания всех радиоактивных частиц и аэрозолей.

Из продуктов сгорания радиоактивный диоксид углерода $^{14}\text{CO}_2$ может быть уловлен методом щелочной промывки в оросительной колонне с применением водной суспензии гидроксида кальция $\text{Ca}(\text{OH})_2$. При взаимодействии диоксида углерода с гидроксидом кальция образуется нерастворимый устойчивый карбонат кальция CaCO_3 по реакции:



Расчеты показывают, что при улавливании 3,67 т суммарного диоксида углерода, образующегося при сжигании 1 т графита, расходуется 6,17 т безводного гидроксида кальция. В качестве конечного продукта улавливания радиоактивного диоксида углерода образуется 8,34 т безводного радиоактивного карбоната кальция, который является твердыми РАО. При плотности графита 1,6 г/см³ объем 1 т его составит ~0,625 м³, а при плотности карбоната кальция 2,3 г/см³ его объем составит 3,63 м³, что почти в 6 раз превышает исходный объем облученного графита.

При загрязнении ^{36}Cl система сжигания должна быть также оборудована мокрым скруббером для нейтрализации образующейся соляной кислоты и для снижения выделения хлора в отходящих газах. Для удержания дру-

гих газообразных загрязнителей (например, NO_x) необходимо создание дополнительной системы фильтрации, а также решение проблемы удержания трития.

Таким образом, метод сжигания графита как альтернатива его захоронению в качестве ТРО требует серьезного экологического и технико-экономического обоснования.

Утилизация после иммобилизации в инертной матрице

Кроме прямого захоронения облученного графита рассматриваются варианты его иммобилизации в различных инертных матрицах, в качестве которых использовались такие материалы, как: цемент, полимеры, смолы, битум, стекло, керамика. Наиболее детально были изучены цемент и минеральные матрицы.

Цементный раствор готовился из трех частей доменного шлака и одной части портландцемента. Измельченный графит перемешивался с цементным раствором, смесь разливалась в 200-литровые металлические бочки. Для демонстрации приемлемости компаунда для окончательного захоронения оценивались: механическая прочность, сохранность формы, химические свойства, радиационная стойкость, термическая стабильность и стойкость к удару. Использование цементной матрицы согласуется с критериями приемлемости РАО для захоронения.

Специалистами ГНЦ ФЭИ им. А.И. Лейпунского был предложен интересный метод иммобилизации графита, загрязненного ураном и актинидами. После измельчения графит перемешивается в стехиометрических пропорциях с порошками Al и оксидов Y, Se, Ti. Затем в герметичных стальных контейнерах проводится их высокотемпературный синтез, в процессе которого атомы Y могут быть замещены атомами урана и актинидов. Компаунд, в структуре которого заблокированы ^{14}C и все значимые изотопы, представляет собой стабильный инертный композиционный материал плотностью ~4 г/см³, готовый к захоронению. Эта технология считается экологически безопасной.

Утилизация после покрытия и пропитки

Целью покрытия и пропитки является иммобилизация графитовых отходов и защита их от воздействия окисляющих газов или влаги. Эпоксидная смола считается лучшим по сравнению с другими материалами, причем отверждение происходит в течение нескольких дней при температуре окружающей среды, что исключает необходимость термообработки. Испытания на прочность при сжатии показали улучшение коэффициента Пуассона примерно в 1,7 раза по сравнению с чистым графитом. Это важный результат, характеризующий снижение риска повреждения графита при хранении.

Испытания на выщелачивание показали снижение скорости выщелачивания до двух порядков для основных изотопов. Данный метод способен эффективно иммобилизовать подавляющее большинство присутствующих радионуклидов и обеспечить защиту окружающей среды от возможного повреждения контейнеров при хранении.

Заключение и выводы

При выводе из эксплуатации УГР безопасное обращение и долговременная изоляция графита, отработавшего в активной зоне, становится серьезным вызовом.

На сегодняшний день отсутствуют общепризнанные в мировой практике решения по обеспечению безопасной изоляции отработавшего реакторного графита на все время, пока он будет представлять опасность – 10 периодов полураспада ^{14}C , то есть 57.300 лет.

Двукратное повышение концентрации экологически и генетически значимого радионуклида ^{14}C в атмосфере в период массовых

испытаний ядерного и термоядерного оружия к началу 1960-х гг. продемонстрировало реальность его глобальных негативных последствий для природы и людей, воздействуя на генетический аппарат.

Существуют риски дополнительных локальных загрязнений ^{14}C вблизи действующих АЭС, которые способны привести к негативным последствиям в районе их размещения.

Реактор РБМК-1000 первого энергоблока ЛАЭС стал первым из 11 российских энергоблоков этого типа, на котором будут отработываться технологии безопасного вывода из эксплуатации, в том числе обращения с 1.798 т облученного реакторного графита, содержащего ^{14}C .

Оператором ЛАЭС принята стратегия немедленного демонтажа, рекомендованная МАГАТЭ, которая обеспечит возможность использование опыта эксплуатационного персонала станции, экономически более оправдана и соответствует ожиданиям общественности.

Кроме того, принята «дорожная карта» по созданию на ЛАЭС опытно-демонстрационного инженерного центра (ОДИЦ) по выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами канального типа.

Важно, чтобы при наработке такого опыта по выводу из эксплуатации в условиях повышенных рисков негативного воздействия на среду обитания, учитывались следующие особенности места размещения ЛАЭС:

- Балтийское море – среда обитания, находящаяся под защитой в соответствии с «Конвенцией по защите морской среды района Балтийского моря» 1992 г. (Хельсинкской конвенцией);
- Финский залив – водоем высшей рыбохозяйственной категории;
- в радиусе 1 км от выводимой из эксплуатации ЛАЭС работают более 8.000 человек;
- в районе сосновоборского ядерного кластера и в г. Сосновый Бор обнаружено генотоксическое воздействие, в результате которого семена сосен имеют тяжелые цитогенетические повреждения, процент этих статистически значимых результатов в районе ЛАЭС в 3 раза, а в г. Сосновый Бор в 2 раза выше, чем в контрольной точке отбора семян сосен в районе пос. Большая Ижора (30 км от ЛАЭС в сторону Санкт-Петербурга).

Решения, принимаемые при выводе из эксплуатации ЛАЭС, могут затрагивать социальные, экологические, экономические и нравственные интересы различных сторон и будущих поколений. Это необходимо учитывать при работе Опытного-демонстрационного инженерного центра, который создается на базе ЛАЭС.

Принципиально важно, чтобы такой ОДИЦ аккумулировал не только технологический опыт вывода из эксплуатации, обращения с реакторным графитом, но и опыт взаимодействия со всеми заинтересованными сторонами: властями всех уровней, органами местного самоуправления, независимыми экспертами, экологами, а также заинтересованной общественностью.

Перечисленные обстоятельства требуют тщательного планирования, выбора стратегических, технологических, технических решений, которые будут социально и экологически безопасны, экономически приемлемы и будут обеспечивать защиту природы и людей настоящего и будущего поколений.

Авторы доклада считают целесообразным заинтересованным сторонам рассмотреть и принять следующие рекомендации.

Правительству Российской Федерации совместно с госкорпорацией «Росатом»

Учитывая, что в мире не существует технологий перевода облученного реакторного графита в безопасное состояние (изоляция), на период времени, пока он будет представлять опасность для живых систем, считаем целесообразным рекомендовать: рассмотреть возможность пересмотра принципа обязательного захоронения облученного реакторного графита (вид РАО) в сторону долговременного контролируемого хранения этих отходов; это позволит:

- легче осуществлять мониторинг состояния инженерных и природных барьеров безопасности этих РАО;
- при разработке научно обоснованных и безопасных способов утилизации РАО, появится возможность утилизировать РАО, исходя из новых технологий;
- контролируемое хранение более безопасно, исходя из возможности доступа для быстрой ликвидации негативных последствий при незапланированной аварийной или чрезвычайной ситуации природного или антропогенного характера.

Правительству Ленинградской области и Администрации Санкт-Петербурга

Рассмотреть вопрос о создании межрегиональной экологической лаборатории в агломерации Санкт-Петербурга и Ленинградской области для проведения комплексного экологического мониторинга на южном берегу Финского залива в соответствии с рекомендациями Совета при Президенте Российской Федерации по развитию гражданского общества и правам человека.

Законодательному Собранию Ленинградской области

Совместно с экспертным сообществом проанализировать практику принятия решений по размещению и оценке безопасности радиационно-опасных объектов в Ленинградской области. На его основе разработать и принять областной закон «О полномочиях органов государственной власти Ленинградской области в сфере обеспечения радиационной безопасности населения и использования атомной энергии», который бы обеспечил более широкое вовлечение общественности в процесс принятия решений при продвижении проектов, связанных с атомной энергетикой, в том числе с выводом из эксплуатации ОИАЭ. Аналогичную рекомендацию дал Совет при Президенте РФ по развитию гражданского общества и правам человека по итогам 28-го выездного (128-го) заседания в Ленинградской области 15–19.10. 2018 г.

Оператору ЛАЭС – АО «Концерн Росэнергоатом»

1. Отложить разукрупнение и демонтаж графитовой кладки реакторов РБМК-1000 ЛАЭС и других уран-графитовых реакторов до разработки безопасных, экологических и экономически приемлемых промышленных технологий ее утилизации, долговременной изоляции или перевода в нерадиоактивное состояние.

2. Учитывая, что перемещение облученного графита чрезвычайно опасно на всех этапах транспортировки, не осуществлять его без крайней необходимости, на возможные минимальные расстояния от объектов их образования.

3. Рассмотреть возможность использования курганной технологии для временной (на 100–300 лет) изоляции облученного реакторного графита всех типов уран-графитовых реакторов с целью исключения выщелачивания радиоуглерода ^{14}C водой и минимизации негативных последствий обращения с реакторным графитом непосредственно после окончательной остановки энергоблоков. В конечном итоге реакторная установка может быть захоронена в соответствии с требованиями по захоронению РАО в приемлемых радиационно и экологически безопасных условиях.

Органам местного самоуправления г. Сосновый Бор

Создать «Общественный совет по экологии и энергетике при администрации Соснового Бора» по аналогии с аналогичным Советом в г. Висагинас (Литва), который успешно консультирует органы местного самоуправления по социальным, экологическим проблемам, возникающим при выводе из эксплуатации АЭС. В состав такого Совета (7–8 человек) могут входить ветераны АЭС, представители профсоюза АЭС, муниципальные депутаты, представители заинтересованной общественности.

Полную версию доклада см. <http://decommission.ru/2019/12/27/doklad/grafit/>