

**ОБРАЩЕНИЕ С ГРАФИТОМ ПРИ
ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ
РЕАКТОРОВ РБМК**

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

Санкт-Петербург – Челябинск – Висагинас

2019 год

Современные вызовы и возможные решения по обращению с реакторным графитом при выводе из эксплуатации реакторов РБМК

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

Доклад может быть интересен представителям атомного бизнеса, заинтересованной общественности, муниципалитетам и властям российских регионов размещения АЭС с уран-графитовыми реакторами, в первую очередь Санкт-Петербургу и Ленинградской области, где планируется демонтаж облученного реакторного графита в процессе вывода из эксплуатации реакторов РБМК-1000 Ленинградской АЭС.

Публикация подготовлена независимыми экспертами России и Литвы, много лет проработавшими в области вывода из эксплуатации атомных электростанций, обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами.

Авторы благодарят к.т.н. Александра Михайловича Германского, Владимира Михайловича Десятова (Санкт-Петербург), доктора Яна Фаирли (Ian Fairlie, London UK), Керсти Альбум (Kjersti Album) Общество охраны природы - Друзья земли (Norwegian) за обсуждение и ценные замечания, которые помогли улучшить результаты нашей работы.

**Санкт-Петербург – Челябинск – Висагинас
2019 год**

Аннотация

В аналитическом докладе описаны история появления ядерных реакторов с графитовым замедлителем, объемы накопленного облученного реакторного графита, а также обращение с ним как с радиоактивными отходами, содержащими радиоуглерод ^{14}C .

Проведен анализ экологической, биологической значимости стабильного и радиоактивного изотопов углерода, описаны природные и антропогенные механизмы образования радиоуглерода ^{14}C , а также пути миграции и последствия его воздействия на живые организмы, популяции и экосистемы в целом.

Проанализированы особенности вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов с учетом аварий, при которых были повреждены технологические каналы, и трансурановые элементы загрязнили графитовую кладку.

Сделан правовой анализ обращения с радиоактивным графитом, дана оценка существующих и возможных стратегий, а также концепций обращения с радиоактивным графитом уран-графитовых реакторов в процессе их вывода из эксплуатации.

Даны рекомендации по возможным решениям комплекса проблем безопасного вывода из эксплуатации уран графитовых реакторов, обращения с облученным реакторным графитом для обеспечения его долговременной изоляции от среды обитания и учета интереса всех заинтересованных сторон.

Аналитический доклад подготовлен независимыми экспертами России и Литвы, много лет проработавшими в области вывода из эксплуатации атомных электростанций, обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами.

Подготовка доклада инициирована и организована **Общественным советом южного берега Финского залива при ООО Декомиссия**. Работа выполнена при поддержке Норвежского общества охраны природы (Naturvernforbundet - Friends of the Earth Norway) в рамках проекта «От закрытых дверей к открытости» ("From closed rooms to openness").

Информация об ОСЮБФЗ

Общественный Совет Южного Берега Финского Залива (ОС ЮБФЗ) – межрегиональное общественное экологическое движение Ленинградской области и Санкт-Петербурга при ООО «Декомиссия».

Миссия ОСЮБФЗ — продвижение сбалансированного с природой развития южного берега Финского залива на основе демократических принципов и участия всех заинтересованных сторон.

Цель ОСЮБФЗ— защита среды обитания и культурно-исторического наследия, физического и духовного здоровья людей, а также обеспечение экологической и ядерной безопасности.

Основные направления деятельности ОСЮБФЗ:

- социально-экологический мониторинг и распространение информации о состоянии среды обитания, в том числе культурных и техногенных объектов, а также здоровья людей;
- формирование экологического мировоззрения на основе передового российского и международного опыта по предотвращению экологических кризисов локального и глобального масштаба;
- продвижение принципов экологической и ядерной безопасности, здорового образа жизни, сохранения биологического разнообразия и условий для сбалансированного с природой развития общества;
- общественный экологический контроль над соблюдением природоохранного законодательства и противодействие его нарушениям.

Участники деятельности ОСЮБФЗ открыты для сотрудничества со всеми, кто разделяет цели общественного движения.

Представители ОСЮБФЗ действуют в Санкт-Петербурге, а также в Ленинградской области: Лебяжье, Сосновый Бор, Вистино, Ручьи, Саркюля, Кингисепп, Ивангород и др.



ОСЮБФЗ – член «Декоматом», международной сети организаций по продвижению безопасного вывода из эксплуатации АЭС, выработавших проектный ресурс.
<http://decom-atom.org/>

Контакты:

Ленинградская область, 188544, г. Сосновый Бор, а/я 68/7, тел./факс: (81369) 72991

e-mail: info@greenworld.org.ru www.decommission.ru

ОГЛАВЛЕНИЕ

Аннотация	3
Информация о ОСЮБФЗ	3
Сокращения и основные понятия	5
Введение	6
История уран-графитовых реакторов и обращение с облученным графитом	6
Роль МАГАТЭ при обращении с реакторным графитом	9
Правовой режим обращения с реакторным графитом в РФ	11
Природные и антропогенные механизмы образования ^{14}C	13
Природные механизмы образования ^{14}C	14
Антропогенные механизмы образования ^{14}C	15
Образование ^{14}C при взрывах.....	15
Образование ^{14}C при эксплуатации ядерных реакторов.....	15
Образование ^{14}C при переработке ОЯТ ядерных реакторов.....	16
Влияние радиоуглерода ^{14}C на живые организмы	17
Миграция ^{14}C в природной среде	19
Стратегии и концепции обращения с уран-графитовыми реакторами после окончательной остановки	20
Вывод из эксплуатации УГР по концепции «Захоронение на месте».....	20

Вывод из эксплуатации УГР по концепции «Зеленый курган».....	22
Варианты вывода из эксплуатации УГР с демонтажом графитовой кладки.....	24
Прямое захоронение графитовых отходов.....	26
Утилизация после сжигания с последующим кондиционированием золы.....	29
Утилизация после иммобилизации в инертной матрице.....	29
Утилизация после покрытия и пропитки.....	30
Заключение и выводы	30
Рекомендации	31
Рекомендации Правительству Российской Федерации совместно с госкорпорацией «Росатом».....	31
Рекомендации Правительству Ленинградской области совместно с Администрацией Санкт-Петербурга.....	31
Рекомендации Законодательному Собранию Ленинградской области.....	31
Рекомендации оператору ЛАЭС (Концерну «Росэнергоатом»).....	32
Рекомендации Органам местного самоуправления г. Сосновый Бор	32
Информация об авторах доклада	32



СОКРАЩЕНИЯ И ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ

АС – атомная станция

АЭС – атомная электростанция

Бк (Беккерель) – единица активности радионуклидов в СИ, равная одному ядерному превращению в секунду; производные единицы: 1 кБк = 10^3 Бк; 1 МБк = 10^6 Бк; 1 ГБк = 10^9 Бк; 1 ТБк = 10^{12} Бк; 1 ПБк = 10^{15} Бк; 1 ЭБк = 10^{18} Бк

Дж – Джоуль единица измерения энергии в СИ

ДНК - дезоксирибонуклеиновая кислота, носитель генетической информации

ЗАТО – закрытое административно-территориальное образование

кэВ – кило-электрон-Вольт = 10^3 электрон-вольт - внесистемная единица измерения энергии частиц: $1 \text{ эВ} = 1.6 \times 10^{-19} \text{ Дж}$

МАГАТЭ - Международное агентство по атомной энергии

Мт – мегатонна - единица измерения энергии, равная $4,184 \times 10^{15}$ Джоулей. Определяется как количество энергии, выделяющееся при детонации 1 млн. тонн тринитротолуола (ТНТ)

мкЗв/сек (микрозиверт в секунду) = 10^{-3} Зв/сек – мощность эквивалентной дозы ионизирующего излучения

НИОКР – научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы

ОСЮБФЗ - Общественный совет южного берега Финского залива

ОДЦ УГР – опытно-демонстрационный центр уран-графитовых реакторов

ОЯТ – отработавшее ядерное топливо

ПУГР - промышленные уран графитовые реакторы для наработки оружейного плутония

ПГЗРО – пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов

ПЗРО – пункт захоронения радиоактивных отходов

ПКОРАО – пункт консервации особых РАО

РАО – радиоактивные отходы

РБМК – реактор большой мощности канальный

РНК – рибонуклеиновая кислота, содержится в клетках всех живых организмов и играют важную роль

в кодировании, прочтении, регуляции и выражении генов

СХК – Сибирский химический комбинат в ЗАТО Северск, Томская область

$T_{1/2}$ – период полураспада радиоактивного изотопа

ТРО – твердые радиоактивные отходы

УГР – уран-графитовый реактор

Флюенс нейтронов – величина, равная отношению числа нейтронов, падающих за данный интервал времени на некоторую поверхность, расположенную перпендикулярно направлению распространения нейтронного потока, к площади этой поверхности

ЭГП-6 – энергетический гетерогенный петлевой реактор с 6-ю петлями циркуляции теплоносителя (энергетический графито-водный реактор)



Введение

Наступил новый этап использования ядерных энергетических реакторов в мире. Его особенность связана со все увеличивающимся числом выводимых из эксплуатации энергоблоков, которые либо выработали проектный ресурс, либо их эксплуатация становится экономически нецелесообразной, экологически небезопасной или политически неприемлемой.

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, поэтому технологии его перевода в безопасное состояние или долговременную изоляцию должны отвечать критериям экологической, социальной, экономической и нравственной приемлемости.

Для того, чтобы все заинтересованные стороны (общество, атомный бизнес и власть) могли оценить различные риски при выборе способа безопасной изоляции ^{14}C , авторы настоящего экспертного доклада попытались показать значимость различных факторов, которые, по их мнению, должны быть учтены при принятии стратегических, технологических и технических решений.

В 2018 году окончательно остановлен первый энергоблок Ленинградской АЭС с реактором РБМК-1000. Это старейший из одиннадцати эксплуатируемых энергоблоков этого типа в России. Планируется его вывод из эксплуатации с демонтажем и захоронением графитовой кладки. Обретение опыта по выработке и принятия решений по обращению с реакторным графитом будет в дальнейшем тиражирован в регионах размещения (Смоленской, Курской областях) АЭС с реакторами этого типа.

История уран-графитовых реакторов и обращение с облученным графитом

Использование ядерной энергии началось с уран-графитового реактора CP-1, который был построен в 1942 году 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, созданием и испытанием аппаратуры и оборудования и т. д.

Значительная часть УГР была специально разработана построена и введена в работу для наработки оружейного плутония.

Всего в мире было построено 123 УГР и они включают в себя:

- 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: B, 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), Peach Bottom (США).

В настоящее время ведутся новые разработки УГР: в Японии (HTTR), Китае (TRIS-10) и ЮАР (PMBR).

Из всех УГР в настоящее время продолжают эксплуатироваться в режиме генерации энергии 10 реакторов РБМК-1000 и 3 реактора ЭГП-6 в России, 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 пост-фукусимским стандартам в области безопасности, и его дальнейшая судьба не решена.

Таким образом, подавляющее большинство УГР, в том числе и все (кроме КНДР) промышленные реакторы для наработки оружейного плутония 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 раз-

Таблица 1. Уран-графитовые реакторы в мире и время их эксплуатации¹

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	~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

*Реактор HTGR, введенный в эксплуатацию в 1998 г., после аварии на АЭС Фукусима был остановлен, начались работы по обновлению его лицензии для соответствия «постфукусимским стандартам» в области безопасности;

** Количество оставшегося графита в четвертом энергоблоке не определено

делить на две основные группы:

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

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

Общая активность графита разделяется на два типа: внутренняя и внешняя. Внутренняя активность складывается из нескольких составляющих: во-первых, радиоактивность технологических примесей и, во-вторых, накопление в графите ^{14}C , удельная ак-

тивность которого растет с дозой облучения нейтронами. Для ресурсных флюенсов кладки реакторов РБМК-1000 ($\sim 2 \times 10^{22}$ нейтрон/см²) 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.

¹IAEA-TECDOC-1647, Progress in Radioactive Graphite Waste Management, Vienna 2010
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1647_web.pdf

Кроме того, облученный реакторный графит обладает следующими специфическими свойствами²:

- 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 , тем самым создавая 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 $\sim 700^\circ\text{C}$;
- 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. Максимальное количество накопленной энергии может достигать ~ 2.700 Дж/г, что при одновременном высвобождении теоретически может привести к повышению температуры примерно на $1\,500^\circ\text{C}$;

- 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 вышеупомянутые свойства этих РАО:

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

При сжигании облученного графита выброс $^{14}\text{CO}_2$ в атмосферу должен быть полностью исключен из-за опасных последствий включения ^{14}C в состав молекул ДНК и высоких коллективных доз по всему миру.

В настоящее время суммарное количество накопленного ОРГ в мире ~ 260 тысяч тонн.³ Поэтому проблема эффективной экологически безопасной утилизации облученного реакторного графита является общемировой (рис.1).



² IAEA-TECDOC-1521 Characterization, Treatment and Conditioning of Radioactive Graphite from Decommissioning of Nuclear Reactors, September 2006 https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1521_web.pdf

³ IAEA-TECDOC-1647 Progress in Radioactive Graphite Waste Management, Vienna 2010 https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1647_web.pdf



Рисунок 1. Массы накопленного радиоактивного графита в различных странах мира при работе УГРов⁴

Различие в данных по облученному графиту в табл.1 и рис.1, можно объяснить разными датами их публикаций, а также методиками расчета. В расчетах по-разному учитывался заменяемый графит, графит при проведении ремонтов и т.д.

В различных странах изучались варианты обращения с ОРГ. Тем не менее, общепринятого подхода к его безопасной разборке кладки, ее кондиционированию и захоронению пока не найдено.

Только у Франции имеются конкретные планы по захоронению графитовых отходов, тогда как другие страны с большими объемами облученного графита таких планов не имеют.

В Великобритании и во Франции продолжаются 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 году, который устанавливает целевые сроки для процесса окончательной изоляции.

Стратегия захоронения, которая была одобрена

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 настоящее время 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 года, посвященных прогрессу в изучении методов решения проблемы реакторного графита⁵ рассмотрены достоинства и недостатки немедленного вывода УГР из эксплуатации. Отмечено, что стратегия вывода из эксплуатации определяется исходя из затрат : долгосрочных и

⁴Павлюк А.О. Технические решения и опыт АО «ОДЦ УГР» по обращению с облученным графитом при выводе из эксплуатации, Международный общественный форум-диалог и выставка «АтомЭко 2017», М. 21-22 Ноября, 2017, http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/2017/materials/06_ATOMEKO_Pavlyuk_A.O..pdf

⁵ IAEA-TECDOC-1647 Progress in Radioactive Graphite Waste Management, Vienna 2010 https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1647_web.pdf

краткосрочных. При этом говорится, что скорейший вывод из эксплуатации является ключевым фактором, способствующим восстановлению общественного доверия.

Такая стратегия, по мнению участников дискуссии в МАГАТЭ, продемонстрировала бы общественности, что площадки могут быть очищены, реабилитированы и готовы для новых применений. Поэтому в настоящее время техническое сообщество должно предложить технологические средства для достижения скорейшего и безопасного вывода из эксплуатации.

В 2016 году МАГАТЭ признало потенциальную опасность, сложившуюся в мире с обращением, утилизацией и окончательным захоронением облученного реакторного графита (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 GRAPA⁶ (Irradiated GRAPhite Processing Approaches) 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 обоб-

щения существующего опыта, полученного разными странами и выполнения НИОКР.

Одним из результатов работы по проекту GRAPA стал отказ от дорогостоящих и неэффективных методов, например, 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, по мнению участников проекта, 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 персоналом УГР. Это должны делать уникальные роботы, которых еще необходимо создать и обучить. Также потребуется проектирование и строительство полномасштабного тренажера с разработкой соответствующих компьютерных программ обучения операторов, работающих с роботами.

Учитывая полученные значимые результаты и сформированную команду специалистов, заинтересованных в совместном решении задачи, МАГАТЭ планирует сделать шаг вперед и продолжить дальше формировать и поддерживать проекты, направленные на решение проблемы графитовых РАО.



⁶ Международный центр МАГАТЭ по обращению с облученным графитом http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/2017/materials/07_Bagryanov_Oblikovyyj_proekt_grafitovogo_centra_v4_AtomEco_Russian.pdf

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, т.к. дальнейшее использования графита не предусмотрено.

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

- «Об использовании атомной энергии»⁷
- «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»⁸.

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)⁹;
- Объединенную конвенцию о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами (Вена 1997)¹⁰;
- ФЗ «О радиационной безопасности населения»¹¹;
- ФЗ «Об охране окружающей среды»¹²;
- ФЗ «Об экологической экспертизе»¹³;
- ФЗ «Об электроэнергетике»¹⁴;

Постановления Правительства Российской Федерации:

- «О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии»¹⁵;
- «О лицензировании деятельности в области использования атомной энергии»¹⁶;
- «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»¹⁷.

Дополнительно к этому существуют различные 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.

В общем, 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

⁷ФЗ Об использовании атомной энергии <http://docs.cntd.ru/document/9014484>

⁸ФЗ Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации <http://docs.cntd.ru/document/902288595> <http://docs.cntd.ru/document/902288595>

⁹ Конвенция о ядерной безопасности <http://docs.cntd.ru/document/902060584>

¹⁰Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами <http://docs.cntd.ru/document/901944128>

¹¹ФЗ О радиационной безопасности населения <http://docs.cntd.ru/document/9015351>

¹²ФЗ Об охране окружающей среды <http://docs.cntd.ru/document/901808297>

¹³ФЗ Об экологической экспертизе <http://docs.cntd.ru/document/9014668>

¹⁴ФЗ об электроэнергетике <http://docs.cntd.ru/document/901856089>

¹⁵Постановление Правительства РФ О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии» <http://pravo.gov.ru/proxy/ips/?docbody=&prevDoc=102125569&backlink=1&&nd=102107605>

¹⁶Постановление Правительства РФ О лицензировании деятельности использования атомной энергии <http://pravo.gov.ru/proxy/ips/?docbody=&prevDoc=102141573&backlink=1&&nd=102164278>

¹⁷Об утверждении Положения о разработке и утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии <http://www.pravo.gov.ru/proxy/ips/?docbody=&prevDoc=102128108&backlink=1&&nd=102050331>

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 последующего пересмотра (уточнения). Данными правилами, также, установлена норма о необходимости разработки данной Концепции для всех энергоблоков в течение двух лет после вступлений в силу данных правил, т.е., не позднее 22 февраля 2019 года.

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» или способом «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, а также 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 октября 2012 года № 1069) все радиоактивные отходы помимо агрегатного состояния и других критериев по опасности разделены на 6 классов. Данная классификация применима только к удаляемым РАО.

Отходы первого класса (самого опасного) составляют твердые и отвержденные высокоактивные РАО, подлежащие захоронению с предварительной выдержкой в целях снижения их тепловыделения в пунктах глубинного захоронения РАО (ПГЗРО).

Ко второму классу относятся РАО также твердые высокоактивные и среднеактивные долгоживущие РАО (период полураспада более 31 года), подлежащие захоронению без предварительной выдержки в целях снижения их тепловыделения в ПГЗРО.

К третьему классу относятся твердые и отверж-



денные среднеактивные и низкоактивные долгоживущие РАО подлежащие захоронению в пунктах приповерхностного захоронения РАО, размещаемых на глубине до 100 метров.

К четвертому классу относятся РАО твердые и отвержденные низкоактивные РАО подлежащие захоронению в пунктах приповерхностного захоронения РАО, размещаемых на одном уровне с поверхностью земли.

К пятому классу относятся жидкие среднеактивные и низкоактивные РАО, подлежащие захоронению в ПГЗРО.

К шестому классу относятся РАО, образующиеся при добыче и переработке урановых руд, а также при осуществлении не связанных с использованием атомной энергии видов деятельности по добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов, подлежащие захоронению в пунктах приповерхностного захоронения радиоактивных отходов.

В соответствии с «Критериями отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам (утв. Постановлением¹⁸ Правительства РФ от 19 октября 2012 года № 1069) облученный графит энергоблоков АС не может быть отнесен к «особым РАО» и является «удаляемыми РАО». Исходя из вышеприведенной классификации большая часть облученного графита относится к РАО второго класса.

В настоящее время РАО второго класса, исходя из действующего законодательства, необходимо хоронить в ПГЗРО.

Однако таких пунктов пока реально не создано.

Природные и антропогенные механизмы образования ^{14}C

Углерод является структурной основой живых организмов, экосистем и участвует в круговороте этого элемента в биосфере. В природе присутствуют в основном два стабильных изотопа: ^{12}C (98,892%) и ^{13}C (1,108 %).

Из четырех радиоактивных изотопов (^{10}C , ^{11}C , ^{14}C и ^{15}C) только долгоживущий ^{14}C ($T_{1/2}=5.730$ лет) представляет экологическую опасность, включаясь в круговорот углерода биосферы¹⁹. Остальные же, имея периоды полураспада от 2,45 секунд (^{15}C) до 20.33 минут (^{11}C) экологически не значимы.

Содержание ^{14}C в природе составляет $10^{-10}\%$. Это чистый низкоэнергетический бета-излучатель с максимальной энергией частиц 156 кэВ.

^{14}C образуется в естественных и в искусственных условиях в результате нескольких ядерных реакций с участием тепловых нейтронов.



¹⁸Правительство российской федерации. Постановление от 12.1.2012 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» <http://docs.cntd.ru/document/902376375>

¹⁹И.Я.Василенко, В.А.Осипов, В.П.Рублевский, Радиоактивный углерод, Природа 1992, № 12, с. 59-65. <http://evolution.powernet.ru/library/vasilen.htm>

Природные механизмы образования ^{14}C

^{14}C постоянно образуется в нижних слоях стратосферы в результате воздействия вторичных нейтронов космического излучения на ядра атмосферного азота по реакции $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$.

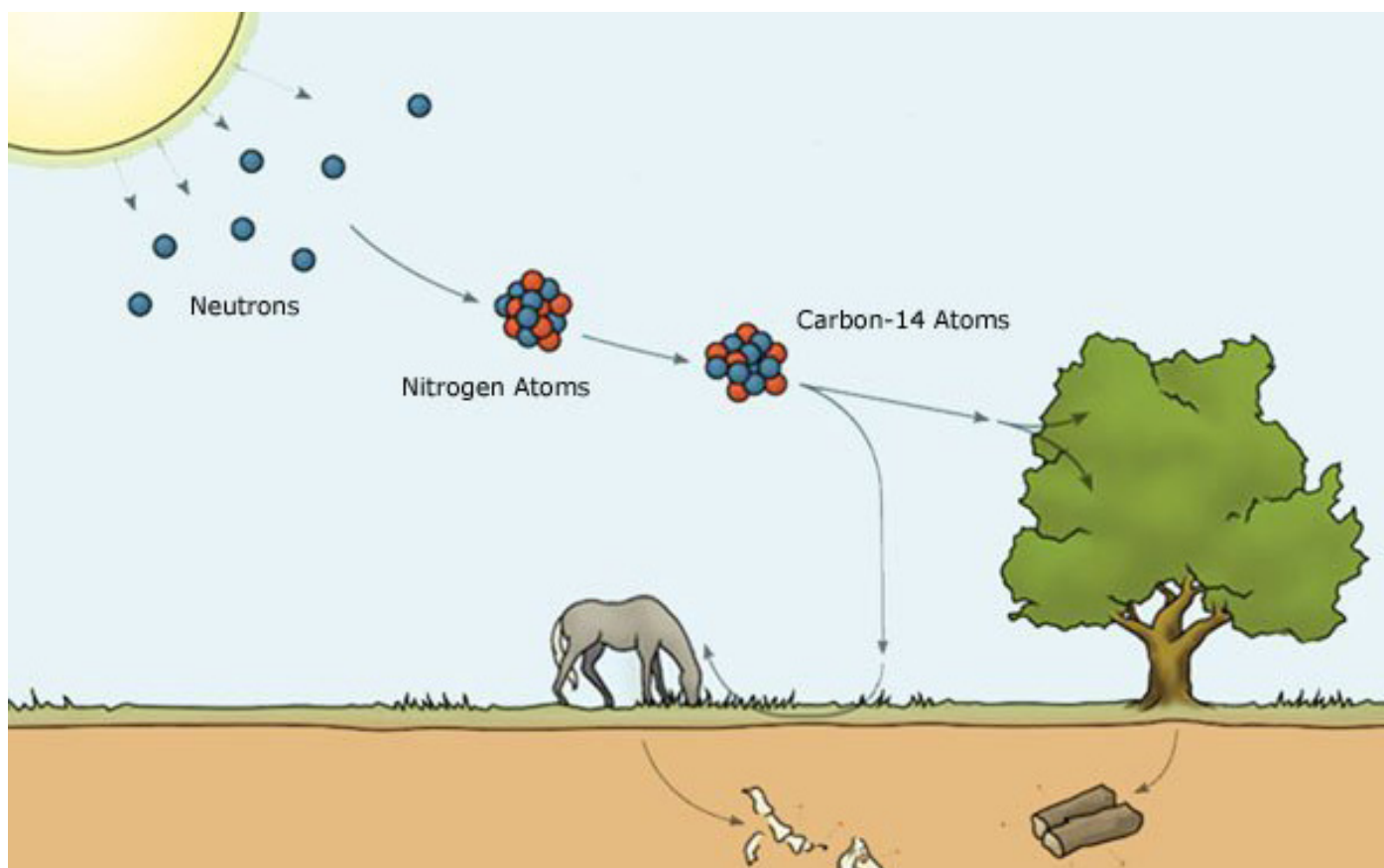
Образование ^{14}C происходит по реакции захвата нейтронов ядром азота, после чего происходит испускание протона: $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$.

Существуют и другие реакции, создающие в атмосфере космогенный углерод-14, в частности при столкновении нейтронов с ядрами менее распространенного стабильного изотопа углерода-13, при котором происходит испускание гамма-кванта: $^{13}\text{C}(n, \gamma)^{14}\text{C}$, а также когда происходит захват нейтрона ядром атома кислорода и испускание альфа-частицы $^{17}\text{O}(n, \alpha)^{14}\text{C}$. Однако скорость образования по двум последним реакциям многократно ниже ввиду 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 ^{14}C в природной среде в течение всего нескольких десятилетий — ядерные взрывы и выбросы-сбросы предприятий ядерной энергетики представляют большую экологическую и гигиеническую проблемы.

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

Общее количество космогенного ^{14}C 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%²⁰.



²⁰ Вредные вещества в окружающей среде. Радиоактивные вещества. Справочно-энциклопедическое издание. / Под ред. И.Я Василенко и др., СПб., НПО "профессионал", 2007 г., с. 188

Антропогенные механизмы образования ^{14}C

Образование ^{14}C при взрывах

Антропогенный ^{14}C образуется, в основном, подобно природному, т. е. нейтроны (возникающие в большом количестве при взрыве ядерных бомб) поглощаются ядрами ^{14}N в атмосфере. Количество нуклидов зависит от типа бомбы (атомная или термоядерная), ее конструкции (используемые материалы) и мощности (плотность потока нейтронов). Величина выхода ^{14}C 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 года Соединёнными Штатами было проведено первое ядерное испытание. Оно произошло в штате Нью-Мексико, на полигоне Аламогордо. Заряд был приблизительно равен 20 килотоннам в тротиловом эквиваленте. Подсчитано, что с момента взрыва первой атомной бомбы в 1945 году до вступления в силу договора о запрете испытаний ядерного оружия в трех средах в 1980 году было проведено 423 испытания ядерного оружия в атмосфере и образовалось 249,2 ПБк ^{14}C ²¹. Всего в мире было проведено в трех средах (в атмосфере, под водой и под землей) более 2000 ядерных испытаний.

Максимальная концентрация ^{14}C была зафиксирована в атмосфере в 1963 – 1964 годах. Она превышала фоновый уровень в 2 раза.

К 1978 году концентрация «бомбового» ^{14}C превышала фоновый уровень в среднем на 30%. Причем максимум превышения отмечен в районе 30° северной и южной широт и минимум в тропиках.

Значительный выброс ^{14}C произошел во время аварии на Чернобыльской АЭС²², когда в результате взрыва, по оценкам экспертов на крыши соседних зданий могло быть выброшено до 300 тонн реакторного графита, а затем в течение 10 дней продолжалось горение оставшихся 1 500 тонн реакторного графита. В результате горения в биосферу поступил ^{14}C в виде $^{14}\text{CO}_2$ и ^{14}CO .

Оценки активности выброшенного радиоуглерода неизвестны.

Образование ^{14}C 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 в 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 ^{14}C 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. По одному реактору РБМК-1000 и ЭГП-6 эксплуатируется без генерации энергии. Они окончательно остановлены, ожидается 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 ^{14}C – 2-3 ТБк/ (ГВтэ/год) по реакции $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$, что примерно на порядок больше, чем в реакторах ВВЭР²³.

²¹Василенко И.Я., Осипов В.А., Рублевский В.П. Радиоактивный углерод. Природа, 1992, № 12, стр. 59-65 <http://evolution.powernet.ru/library/vasilen.htm>

²²Игорь Осипчук, Факты, 25 апреля 2003 года, <https://fakty.ua/75759-kogda-stalo-yasno-cho-ochieshat-kryshi-chaes-ot-radioaktivnyh-zavalov-pridetsya-vruchnuyu-silami-tysyach-chelovek-pravitelstvennaya-komissiya-poslala-tuda-soldat>

²³В. П., Голенецкий С. П., Кирдин Г. С. Радиоактивный углерод в биосфере. М., 1979, цит. по И.Я.Василенко, В.А.Осипов, В.П.Рублевский, Радиоактивный углерод, Природа 1992, № 12, с. 59-65. <http://evolution.powernet.ru/library/vasilen.htm>

В самой графитовой кладке реактора РБМК тоже генерируется радиоуглерод в результате реакции $^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$, но скорость образования по этой реакции на 5 порядков ниже, чем по реакции $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ из-за малой концентрации ^{13}C и меньшего сечения этой реакции.

Скорость образования радиоуглерода происходит и в результате реакций $^{15}\text{N}(n,\alpha)^{14}\text{C}$, $^{17}\text{O}(n,\alpha)^{14}\text{C}$ а также $^{16}\text{O}(p,3p)^{14}\text{C}$. Но эти скорости также незначительны из-за низких концентраций изотопов и небольшого сечения взаимодействия этих реакций с нейтронами.

Образование ^{14}C в УГР в значительной степени зависит от рабочего тела, охлаждающего графитовую кладку. Так, удельная активность ^{14}C в ПУГРах СХК, продуваемого азотом, в 8 – 10 раз выше, чем в реакторах АGR, продуваемых углекислым газом.

Кроме вышеописанных 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 ^{14}C образуется и в ядерном топливе. Скорость его образования зависит, главным образом, от концентрации в ядерном топливе примесей азота. При обычном его содержании (0,001—0,002%) скорость образования ^{14}C составляет 0,4—2,5 ТБк/(ГВтхгод), а в воде теплоносителя-замедлителя находится в пределах 0,2—0,5 ТБк/(ГВтхгод)²⁴.

Наиболее высокие нормализованные выбросы ^{14}C от 10 до 17 ТБк/(ГВтхгод) 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 ^3H , ^{14}C , ^{60}Co , ^{36}Cl);

- загрязнением поверхностей графитовых изделий продуктами активации, например ^{14}C из продувочного азота и контактами с другими загрязненными ^{60}Co , ^{55}Fe и ^3H деталями реактора;
- загрязнением поверхностей графитовых изделий ядерными материалами и продуктами деления топлива в результате инцидентов с просыпками топлива и др.

Образование ^{14}C при переработке ОЯТ ядерных реакторов

Радиоуглерод ^{14}C является одним из компонентов в выбросах предприятий по регенерации ядерного топлива. По существующей оценке, в отработавших ТВЭЛах содержится до 66% ^{14}C , образовавшегося в результате нейтронной активации примесей топлива и теплоносителя²⁵.

При переработке ТВЭЛов, максимальное выделение ^{14}C происходит в первые 12 часов после их растворения²⁶. При переработке ТВЭЛов массой 1.500 т/год выбросы ^{14}C составляют 18,5 ТБк/год.

Завод по переработке ТВЭЛов легководных реакторов вырабатывает ^{14}C в объеме 0,46 ГБк/(МВтхгод), а ТВЭЛов высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением - 2,5 ГБк/(МВтхгод)²⁷.

Предполагалось, что к 2000 году концентрация ^{14}C удвоится, причем соотношение радиоактивного углерода к стабильному $^{14}\text{C}/^{12}\text{C}$ уменьшится за счет более высоких скоростей образования стабильного изотопа при сжигании ископаемых углеводородов²⁸.

Таким образом, ежегодный мировой рост сжигания ископаемых углеводородов нивелирует негативные последствия от выброса атомной промышленности ^{14}C и его включение в биологические системы и генетические молекулы. Вместе с тем рост выбросов ^{14}C и ^{12}C в атмосферу в виде CO_2 способствует повышению средней температуры на планете и подрыву механизмов воспроизводства привычной среды обитания.

²⁴Былкин Б. К., Рублевский В.П., Хрулев А. А, Тищенко В.А. // Атом. техника за рубежом. 1988. № 1. С. 17—20

²⁵Н.С. Бабаев и др., Ядерная энергетика, человек и окружающая среда, под ред. А.П. Александрова, М. Энергоатомиздат, 1984, с 168.

²⁶Вредные вещества в окружающей среде. Радиоактивные вещества. Справочно-энциклопедическое издание. Под ред. И.Я. Васмленко и др., СПб., НПО “профессионал”, 2007 г., с. 188

²⁷Bonka Het al. Production and Emission of Carbon-14 and its Radiological Significance// Res. Commun. 4 Congr. Int. A/RP. Paris, 1977. V. 3, .P.945-948

²⁸Вредные вещества в окружающей среде. Радиоактивные вещества. Справочно-энциклопедическое издание./Под ред. И.Я Василенко и др., СПб., НПО “профессионал”, 2007 г., с. 188

Влияние радиоуглерода ^{14}C на живые организмы

Несмотря на чрезвычайно низкое содержание радиоуглерода ^{14}C 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 весьма существенные негативные последствия. Об этом предупреждал академик Андрей Дмитриевич Сахаров²⁹.

Участвуя в обменных процессах вместе со стабильным углеродом, ^{14}C проникает во все органы, ткани и молекулярные структуры живых организмов.

Воздействие радиоуглерода на ДНК и РНК биологических объектов связано с действием бета-частиц и ядер отдачи азота, возникающих в результате распада по схеме $^{14}\text{C} \rightarrow ^{14}\text{N}$. 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.

Оказывается, в организме человека ежегодно происходит около 4 миллиардов трансмутационных эффектов, связанных с ^{14}C , или сотни ежесекундно. При этом считается,³⁰ что подобные повреждения

ДНК с трудом или вовсе не восстанавливаются системой клеточной репарации и являются, таким образом, необратимыми.

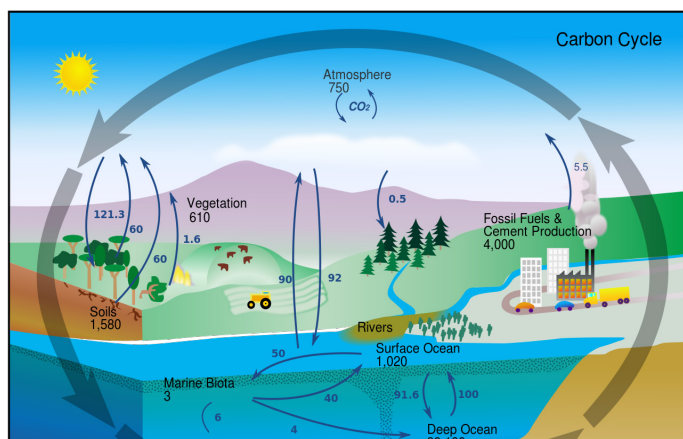
В таком случае повреждения ДНК, вызванные ядерными превращениями $^{14}\text{C} \rightarrow ^{14}\text{N}$, могут инициировать потерю генетической информации со скоростью ядерного распада радиоуглерода, являясь ничем иным, как ядерно-биологическими часами, отмеряющими продолжительность жизни.

Факт высокой генетической значимости трансмутационного превращения ^{14}C , включенного в молекулы ДНК, теоретически обоснован и экспериментально доказан. При этом эффект проявляется в том числе 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 периода после 1945 года, вызванный испытаниями ядерного оружия, продолжавшимися до 1963 года. 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 ^{14}C достигают своего максимума для мужского населения через 6 – 7 лет, а женского – через 25 лет. Очевиден практически идентичный профиль формы параболических кривых, что дополнительно указывает на общую причину повышенной смертности мужчин и женщин в соответствующий исторический период, несмотря на различие в координатах максимума. Влияние ^{14}C на естественную смертность в этот период можно наглядно представить, если ее динамику разместить на одной исторической шкале с изменением концентрации радиоуглерода, как это показано на примере Дании и Норвегии.

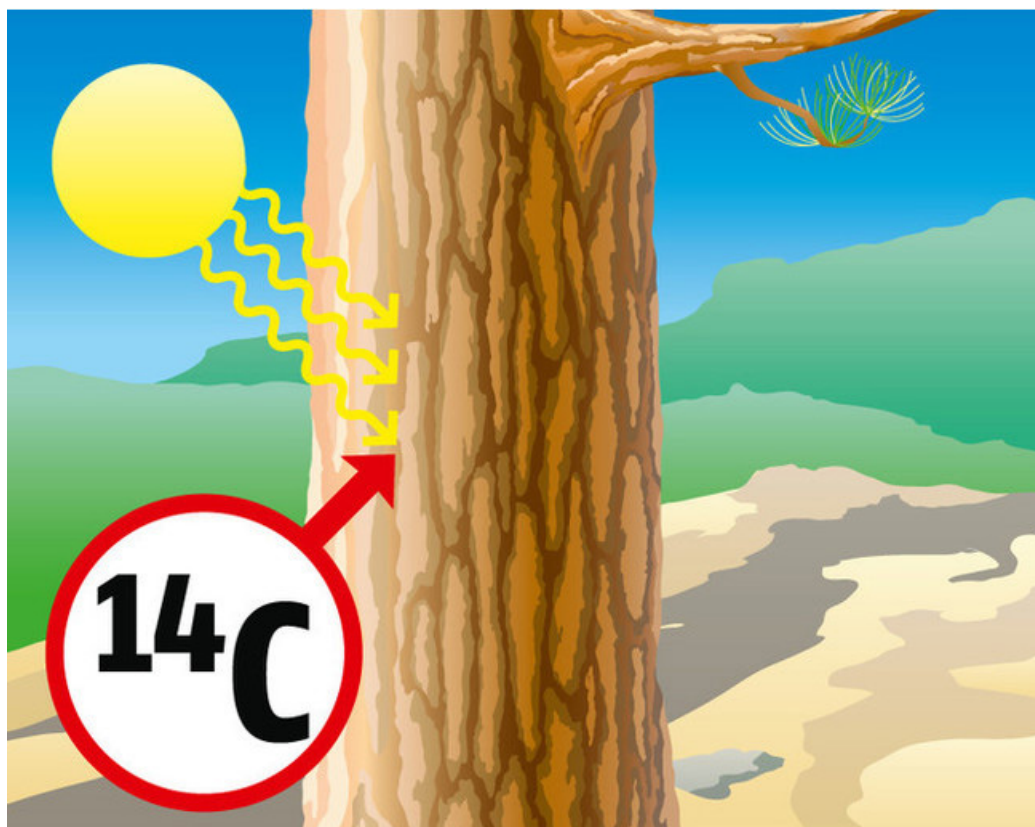
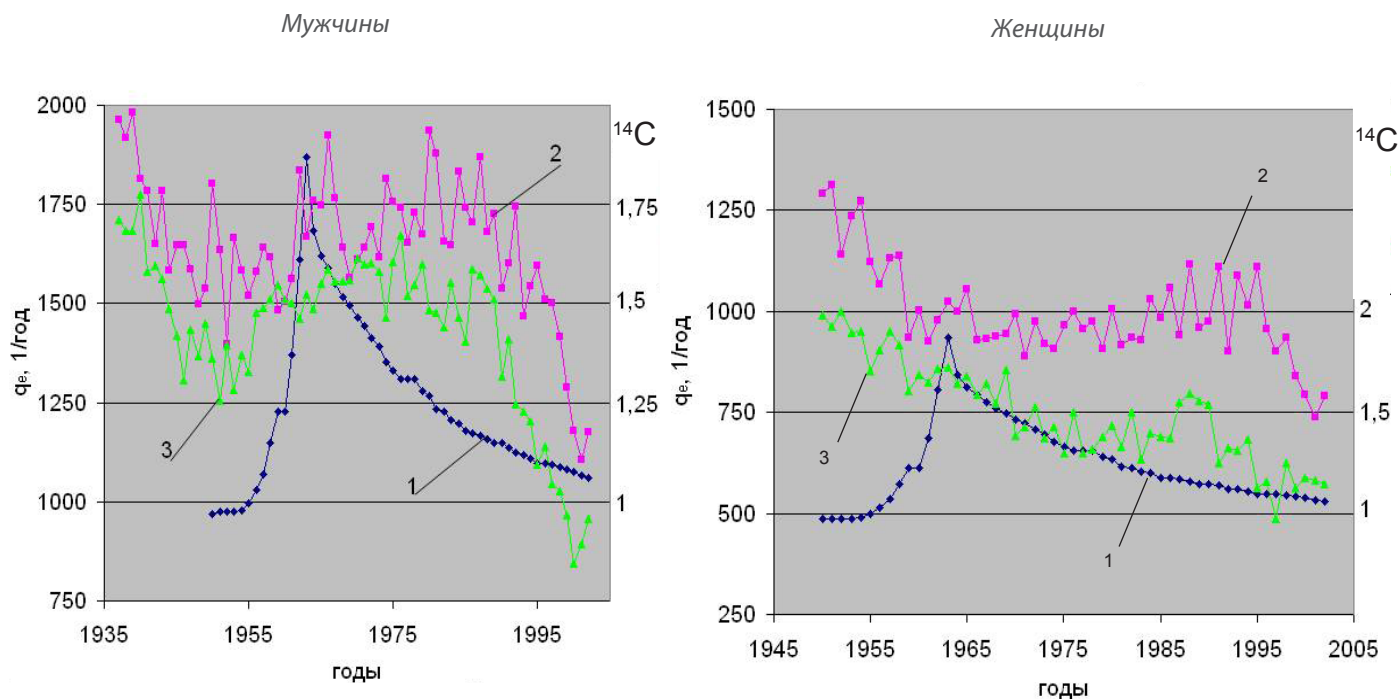
Таким образом, надежная изоляция реакторного графита от биосферы при выводе из эксплуатации УГР является важным критерием безопасности и успешности вывода из эксплуатации всех реакторов этого типа, в том числе и РБМК.



²⁹ А.Д. Сахаров Радиоактивный углерод ядерных взрывов и непороговые биологические эффекты. Атомная энергия, том 4, вып. 6, 1958. с. 576-580.

³⁰ В.П. Рублевский, С.П. Голенецкий, Г.С. Кирдин, Радиоактивный углерод в биосфере. – М.: Атомиздат, 1972, 172 с.

Рис. 2 Динамика концентрации ^{14}C в атмосфере относительно 1833 г. (1) и естественная смертность населения (на 100 000 человек) в возрасте 60 лет в Дании (2) и Норвегии (3)³¹



³¹ А.М. Германский Радиоуглерод и смертность, 2006 г. <http://gealeksandr.narod.ru>

Миграция ^{14}C в природной среде

В результате атмосферных процессов радиоуглерод переносится с мест выбросов на большие расстояния. Окисляясь до $^{14}\text{CO}_2$, вступает в естественный круговорот углерода.

В процессе фотосинтеза ^{14}C накапливается в растениях; животные организмы и человек получают его по пищевым цепочкам, преимущественно перорально, вклад ингаляционного пути не превышает 1%.

Только 10% ^{14}C из атмосферы поглощается наземными биоценозами, остальные 90% фиксируются морскими организмами, в основном планктоном³².

Временная константа обмена ^{14}C поверхностных слоев океана составляет 5 – 25 лет, а глубоких слоев находится в диапазоне 100 – 1000 лет. Полный обмен как ^{14}C , так и стабильного ^{12}C происходит за 300 – 500 лет.

Коэффициент перехода в цепи атмосфера – наземные растения равен 1. Равновесие устанавливается через 2 – 3 месяца. В растения ^{14}C может поступать, также из почвы.

Содержание ^{14}C в организмах животных коррелирует с его содержанием в растениях в предыдущем году. В 1963 – 64 годах, после многочисленных испытаний в атмосфере ядерного и термоядерного оружия, содержание ^{14}C в растительных продуктах, молоке и мясе повысилось примерно 2 раза с фоновыми значениями.

Могут создаваться и локальные очаги загрязнения ^{14}C . Так, растения, находящиеся в 1-2 км от трубы АЭС, содержат на 50 – 90 % больше ^{14}C , чем произрас-

тающие на расстоянии 20 – 30 км от нее³³.

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, причем более 90% его — в глубинных водах Мирового океана, участвует в круговороте отдельными его резервуарами: атмосферой, биосферой, гидросферой и др.

Круговорот углерода в природе состоит как бы из двух циклов, проходящих параллельно в наземной и морской частях биосферы³⁴ и связанных атмосферой.

Скорость обмена углерода между резервуарами «обменного» бассейна различна:

- Несколько лет - среднее время пребывания молекулы CO_2 в атмосфере до ее перехода в воду океана.
- Несколько сотен лет – среднее время пребывания молекулы CO_2 из его глубин 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.



³²Василенко И.Я. и др.// Атомная энергия. 1980.Т.49вып. 6. С. 299 – 303.

³³Рублевский В.П. и др. Радиоактивный углерод в биосфере. М. 1979. 152 с.

³⁴Болин Б. Круговорот углерода // Биосфера. М., 1982. С. 91-104

Стратегии и концепции обращения с уран-графитовыми реакторами после окончательной остановки

Проектирование выводимых в настоящее время УГР проходило в СССР в 60-ых годах прошлого века. Это делалось без концептуальных проработок планов их будущего вывода из эксплуатации, демонтажа и долговременного решения проблем обращения с РАО, в том числе облученного реакторного графита.

Попытки найти решение на основе полученного на сегодня опыта показывает, что долговременная стратегия по безопасному обращению с РАО и ОЯТ сложнее, чем это, казалось, ранее, и что эта проблема имеет не только технологическое, но и социально экологическое, экономическое и нравственное измерение. Пока не найдено универсального решения. Поэтому, «отложенный вариант» является 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 некоторые варианты стратегий обращения, которые предлагаются на текущий момент.



Вывод из эксплуатации УГР по концепции «Захоронение на месте»

МАГАТЭ не одобряет захоронение реакторов на месте.

В России специфика такого концептуального решения вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов вызвана, прежде всего, тем, что реактор эксплуатировался под землей на глубине 20 метров³⁵. Кроме того, графитовая кладка реактора загрязнена трансурановыми радионуклидами, попавшими туда в результате аварий, связанных с разрушением оболочек ТВЭЛов (блочков) и технологических каналов.

Было принято решение о том, что этот объект может быть отнесен к категории «особых РАО» и в соответствии с «Концепцией вывода из эксплуатации промышленных уран графитовых реакторов по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте», утвержденной 28.12.2009 г.

Это стало первым опытом вывода из эксплуатации по сценарию «захоронение на месте» реактора ПУГР ЭИ-2, проработавшего 32 года в ЗАТО Северск в Томской области. Этот двухцелевой реактор использовался для наработки плутония и для централизованного отопления города с населением 100 тысяч человек. Реализация проекта проходила с 2011 по 2015 годы.

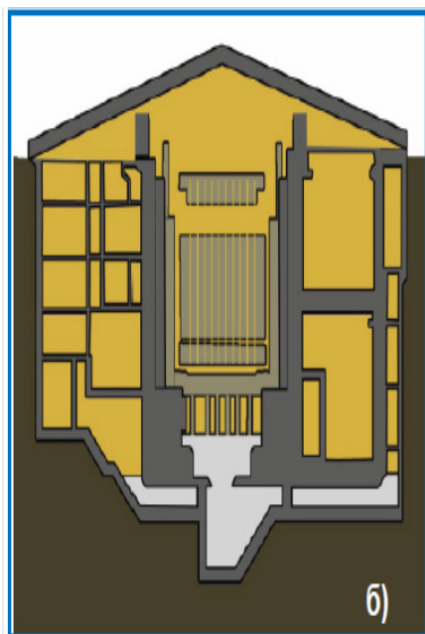
После удаления ОЯТ и приведения реактора в ядерно-безопасное состояние были проведены следующие мероприятия:

- 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 метров ниже уровня земли;
- изоляционным материалом заполнены все прое-

³⁵ А.О.Павлюк и др. Опыт вывода из эксплуатации промышленного уран-графитового реактора ЭИ-2 АО «ОДЦ УГР» Материалы V Международной конференции, г. Томск, 13–16 сентября 2016 г http://earchive.tpu.ru/bitstream/11683/32525/1/conference_tpu-2016-C33_p508-512.pdf

мы 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;
- Деактивированы 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. Впослед-

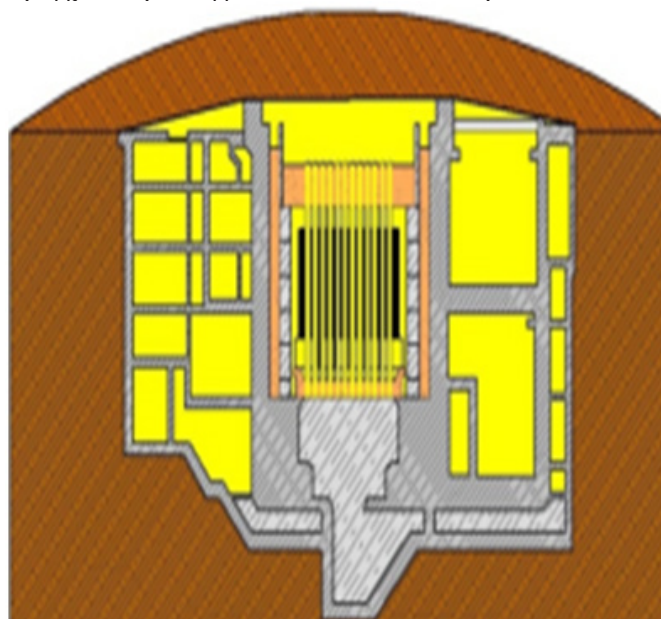


Рис.3. Вид в разрезе подземных реакторных помещений ПУГР ЭИ-2 до (слева) и после консервации (справа)



Рис. 4. Вид наземных сооружений ПУГР ЭИ-2 до (слева) и после проведения консервации (справа)

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»³⁶:

- Сложности изъятия и перезахоронения объекта случае нарушения барьеров безопасности;
- Близость грунтовых вод, опасность выщелачивания и опасность поступления ^{14}C в водные горизонты питьевого водоснабжения.

Вывод из эксплуатации УГР по концепции «Зеленый курган»

Концепция «Зеленый курган»³⁷ по выводу из эксплуатации АЭС разработана и запатентована «Научно-исследовательским и конструкторским институтом монтажной технологии», Россия³⁸.

Рассмотрим ее возможную реализацию для вывода из эксплуатации двух уран-графитовых реакторов Игналинской АЭС с реакторами РБМК-1500, мощностью по 1 500 МВт, каждый.

Осложняющее обстоятельство при выводе из эксплуатации энергоблоков с реакторами РБМК — большая масса 1 800 тонн облученного графита в каждом реакторе, содержащем помимо биологически значимого ^{14}C ($T_{1/2}=5\,730$ лет), значительные загрязнения трансурановыми элементами.

Учитывая высокую удельную активность 0,3 -1,0

ГБк/кг графитовой кладки, в том числе ~130 МБк/кг по изотопу ^{14}C , заслуживает внимание рассмотрение концепции «Зеленый курган».

Эта концепция не требует работ по демонтажу верхней биологической защиты (стального барабана высотой 3.0 м, заполненного уральским щебнем). Не потребуется 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 нужно реализовать в геологически приемлемом месте.

Вариант «Зеленого кургана» в виде подземного захоронения на месте уже реализован в России для двухцелевого ПУГР на Сибирском химическом комбинате, СХК в ЗАТО Северск, Томской области (см. предыдущий раздел настоящего доклада).

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», ГХК в ЗАТО Железногорск, Красноярского края.

В отличие от всех РБМК РФ и Украины графитовые кладки обоих РБМК-1500 Игналинской АЭС расположены на 6,0 м выше рельефа местности - на отметке +8,4 м и 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 радионуклидов в «Зеленом кургане» грунтовыми водами на высоте третьего этажа жилого дома в ближайшие столетия маловероятна.

Использование специально разработанного консерванта «F»³⁹ для защиты графита и металлокон-

³⁶ Б.Е. Серебряков О недопустимости захоронения ядерных реакторов на месте <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=8666>

³⁷ Е.В. Тутинова, С.В. Коровкин, Курганная технология изоляции выведенных из эксплуатации АЭС, Атомная энергия, 20.11.2014 <http://www.atomic-energy.ru/technology/53116>

³⁸ АО НИКИМТ Атомстрой, предприятиягоскорпорацииРосатом <http://www.nikimtatomstroy.ru/>

³⁹ М.А. Туктарови др., Кондиционирование реакторного графита выводимых из эксплуатации уран-графитовых реакторов для целей захоронения// Атомная энергия, 8 июня 2016 года <http://www.atomic-energy.ru/articles/2016/06/08/66585>

струкций 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, в случае востребованности, 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» его дистанционная разборка, облучение персонала, повышение риска загрязнения природы биологически значимым ^{14}C , а также ^{36}Cl , ^3H и другими радиоактивными изотопами.

В рамках подготовки энергоблоков РБМК-1500 к захоронению на месте, необходимо предварительно уменьшить его высоту от отметки +50,0 до +25,2 метров (пол реакторного зала). Для этого необходимо предварительно демонтировать 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, кондиционированию, упаковки и транспортировки для захоронения в глубинном геологическом хранилище около 7 600 тонн 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 ^{14}C , ^{36}Cl , ^3H , содержащихся в графите, значительно снижаются дозовые нагрузки на персонал;
- не потребуются финансирования перечисленных выше 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, и обеспечение комплексного экологического мониторинга в районе их размещения.



Варианты вывода из эксплуатации УГР с демонтажом графитовой кладки

В случае принятия политических 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 появились 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.

Рассмотрим 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, также, демонтировать все 2 488 каналов реактора. Для производства этих работ с учетом требований «Правил радиационной и общепромышленной безопасности», потребуется разработка проекта организации работ с определением последовательности выполнения демонтажных операций, разработка проекта создания ограниченного доступа к графитовой кладке.

Учитывая высокий радиационный фон и обретенную поверхностную 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.

Как правило, корректно учесть их путём умозрительных заключений весьма сложно, и, следовательно, велик риск принятия решений, не обеспечивающих требуемый уровень безопасности.

МАГАТЭ рекомендует использовать макеты, модели реактора и блока в целом для подготовки персо-



нала к выполнению процедур демонтажа. Современный уровень развития информационных технологий, в том числе технологий создания компьютерных видеоигр, 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)⁴⁰ для отработки процедур демонтажа графитовой кладки, а также для подготовки персонала, который будет выполнять эти работы.

По итогам проведённых исследований АО «ОДЦ УГР» (ЗАО Северск, томской области) запатентован «Способ демонтажа графитовой кладки ядерного реактора», который обеспечит выполнение работ вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов по варианту «Ликвидация»⁴¹

Специалистами ОДЦ УГР, предложено выполнение работ по полному демонтажу графитовой кладки через проем в верхних металлоконструкциях. Выполнение работ через проем, 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 и изготовленными 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 явля-

ется удаление из его объема радионуклидов для перевода 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.

При анализе рисков, связанных с выбором технологии дезактивации ОРГ важно позаботиться, чтобы ^{14}C не приобретал «биогенную форму» - $^{14}\text{CO}_2$, поскольку, в этом случае, при попадании в природную среду, диоксид радиоуглерода усваивается в процессе фотосинтеза растениями и мигрирует по пищевым цепям.

Следует помнить, что суммарная активность наработанного реакторного графита в мире (730 ПБк), что почти в 3 раза больше «бомбового» (249 ПБк), возникшего при атомных взрывах в атмосфере (1945 - 1980 годы). Таким образом, в случае попадания ОРГ в природные экосистемы в виде $^{14}\text{CO}_2$ негативные последствия могут быть весьма значительными.

При анализе рисков, связанных с выбором технологии дезактивации ОРГ важно позаботиться, чтобы ^{14}C не приобретал «биогенную форму» - $^{14}\text{CO}_2$, поскольку, в этом случае, при попадании в природную среду, диоксид радиоуглерода усваивается в процессе фотосинтеза растениями и мигрирует по пищевым цепям.

Следует помнить, что суммарная активность наработанного реакторного графита в мире (730 ПБк), что почти в 3 раза больше «бомбового» (249 ПБк), возникшего при атомных взрывах в атмосфере (1945 - 1980 годы). Таким образом, в случае попадания ОРГ в природные экосистемы в виде $^{14}\text{CO}_2$ негативные последствия могут быть весьма значительными.

В России и других странах ведутся многочисленные научно-исследовательские работы по исследованию возможностей дезактивации облученного графита, т.е. его очистки от долгоживущих нуклидов, а также от нуклидов, имеющих высокую γ -активность. Эта 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 этого используется плазменная обработка поверхности облученных

⁴⁰Чуйко Д.В. Применение имитационного моделирования для демонтажа реакторных установок первой очереди Белоярской АЭС. М. 2014 <http://tekhnosfera.com/primenenie-imitatsionnogo-modelirovaniya-dlya-demontazha-reaktornyh-ustanovok-pervoy-ocheredi-beloyarskoy-aes#ixzz69EO5va6X>

⁴¹Росатом получил новый патент на изобретение в области вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов <https://www.rosatom.ru/journalist/news/rosatom-poluchil-novyy-patent-na-izobretenie-v-oblasti-vyvoda-iz-ekspluatatsii-uran-grafitovykh-reak/>

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 ~700°C возможно удаление 90–95 % радиоактивного углерода ^{14}C с потерей массы графита в диапазоне ~25 – 35 %. Если эти потери были в виде 14CO_2 , и попадали в природную среду, то этот опыт не может быть признан положительным и такие технологии должны быть законодательно запрещены

Кроме жидкостной и газовой дезактивации облученного реакторного графита исследовалась плазменная обработка для дезактивации поверхности радиационно-загрязненных графитовых блоков. Плазменный разряд зажигался между обрабатываемой поверхностью графитового блока, служащего катодом, и коллектором - анодом. Происходило распыление поверхности графитового блока, и радиоактивный ^{14}C 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 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 отработавшего графита:

- прямое захоронение после соответствующей упаковки;
- утилизация после сжигания с последующим кондиционированием золы, а также улавливанием аэрозолей и радиоактивных газов с переводом их в твердую фракцию;
- 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 – «захоронение на месте», захоронение в приповерхностном или глубинном пункте захоронения РАО (ПЗРО) - определяется рядом технико-экономических факторов, и в том числе расположением ядерной установки.

Для непосредственного захоронения в ПЗРО рассматривались как приповерхностные хранилища, так и глубинные геологические формации. Многочисленные исследования показали, что в соответствии классификацией РАО,⁴² большая часть облученного графита (графит кладок УГР) относится к 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 (втулки, кольца и др.) – 7 500 т (рис. 5).

⁴²Постановлением Правительства РФ от 19.10.2012 г. № 1069, О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам <http://pravo.gov.ru/proxy/ips/?docbody=&nd=102160207&rdk=1>

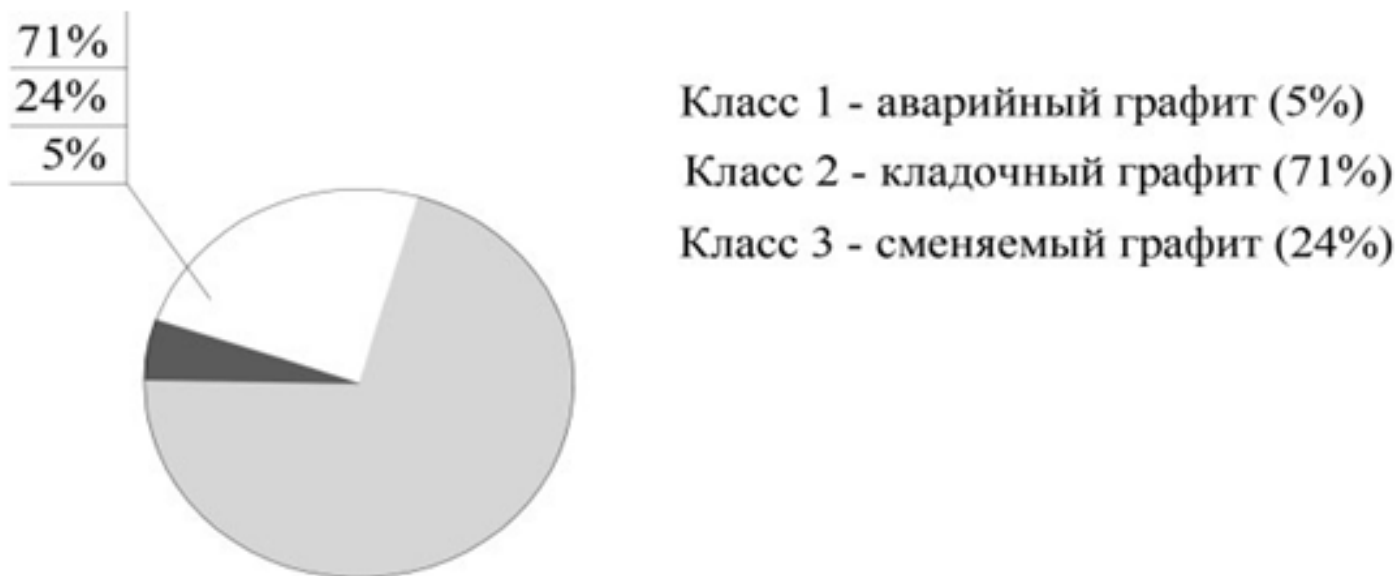


Рис. 5. Доли облученного реакторного графита российских энергетических реакторов, которые могут быть отнесены к различным классам РАО

В графитовых кладках в местах локализации частиц облученного топлива в период выдержки до трех лет спектр γ -излучения облученного графита определяется короткоживущими осколками деления ^{134}Cs , ^{144}Ce , ^{106}Ru , ^{155}Eu и др., а в последующий период от 3 до 50 лет – радионуклидами ^{60}Co , ^{137}Cs и ^{155}Eu .

В этот период высокий уровень гамма фона реакторов обусловлен, главным образом, высокоэнергетическими γ -квантами, сопровождающими β -распад

^{60}Co (период полураспада 5,27 года).

Согласно расчетным данным НИЦ «Курчатовский институт», мощность дозы от графитового блока после 10 лет выдержки достигнет транспортного критерия (рис. 6), т.е. ограничения по мощности дозы при перевозке упаковок с графитовыми РАО. Это позволит обращаться с графитом более безопасно и менее затратно.

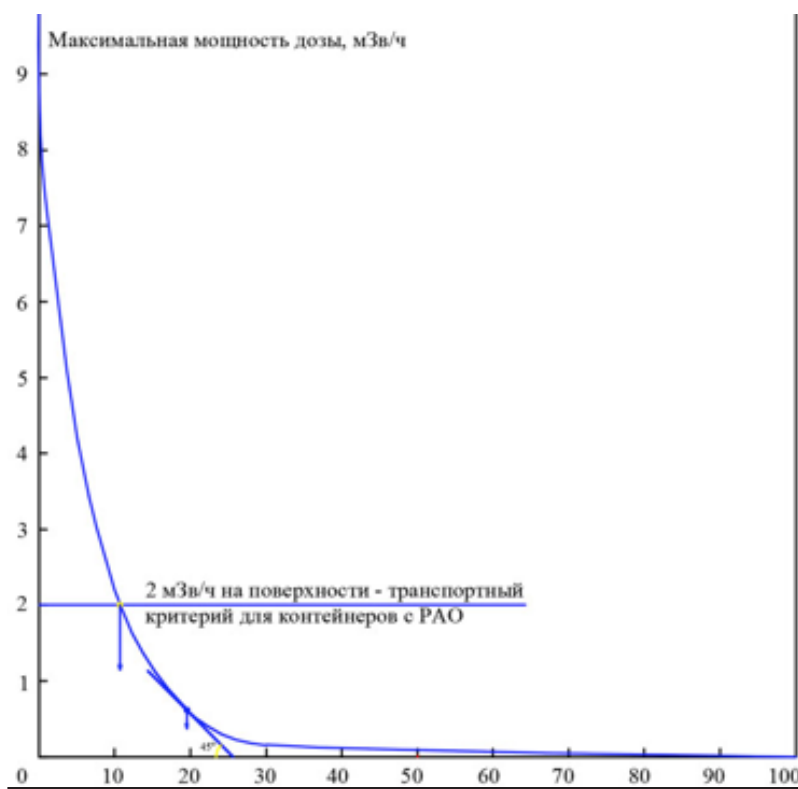


Рис. 6. Мощность эквивалентной дозы излучения от графитового блока после 10 лет выдержки падает и достигает допустимого значения для транспортировки

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 вариантов приповерхностного и глубинного захоронения были разработаны контейнеры (рис.7)

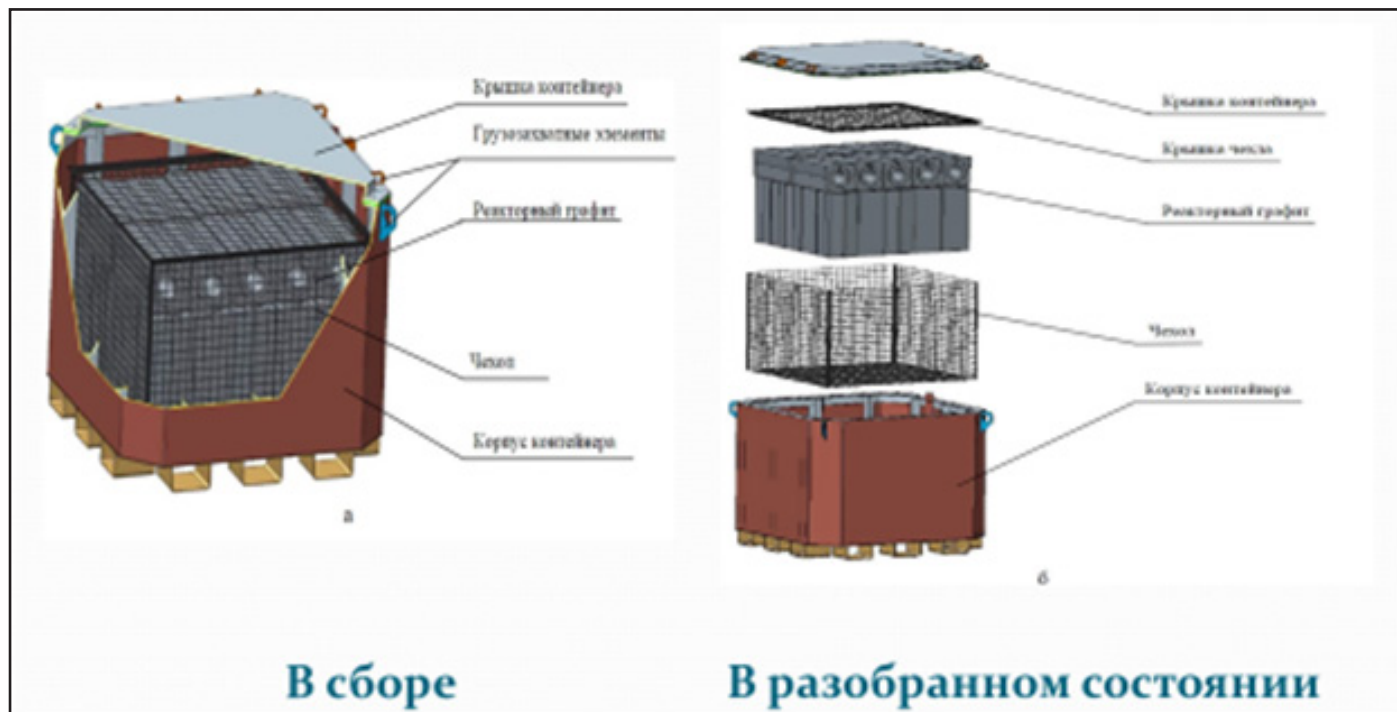


Рис. 7. Общий вид контейнеров для упаковки графита при глубинном или приповерхностном захоронении

Первым этапом вывода из эксплуатации УГР (подготовка к ликвидации блока) является выгрузка отработавшего ядерного топлива, т.е. приведение реактора в ядерно-безопасное состояние. Этот этап до начала демонтажа блока, занимающий 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, дозо-

образующих радионуклидов, наличия ядерных материалов 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.

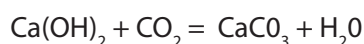
Для горения графита требуется предварительный разогрев всей его массы до температуры не ниже 300 °С, а интенсификация горения наступает при 1 200–1 300 °С.

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 , ^3H , необходимость их улавливания для перевода в твердую фракцию;
- переработка и иммобилизация золы, в которой сконцентрированы радионуклиды;
- необходимость измельчения графита на достаточно мелкие фрагменты перед сжиганием и при этом исключить 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, и 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 других газообразных загрязнителей (например, NO_x) необходимо создание дополнительной системы фильтрации и решить проблему 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 их иммобилизации в различных инертных матрицах. Оценивались различные матричные материалы: цемент, полимеры, смолы, битум, стекло, и керамика. Из потенциальных матричных материалов наиболее детального изучения цемент и минеральные матрицы.

Цементный раствор готовился из трех частей доменного шлака и одной части портландцемента. Измельченный графит перемешивался с цементным раствором и 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.

Предложен интересный простой метод иммобилизации графита, загрязненного ураном и актинидами. После измельчения графит перемешивается в стехиометрических пропорциях с порошками Al и оксидов Y, Ce, Ti. Затем, после нагрева, производится высокотемпературный синтез в герметичных стальных контейнерах. Полученный компаунд имеет плотность ~4 г/см³.

При высокотемпературном синтезе атомы У могут быть заменены атомами урана и актинидов. Компонд, в этой структуре которого заблокированы ^{14}C и все значимые изотопы представляет собой стабильный инертный композиционный материал, готовый к захоронению.

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 обеспечит 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. Считается, что это промежуток времени в 10 периодов полураспада ^{14}C , то есть 57 300 лет.

Двукратный рост концентрации экологически и генетически значимого ^{14}C в атмосфере при испытаниях атомного оружия к 1960-м годам, показало реальность глобальных негативных последствий влияющих на генетический аппарат живых организмов.

При этом суммарная активность наработанного реакторного графита в мире (730 ПБк) почти в 3 раза больше, чем при атомных взрывах (249 ПБк).

Таким образом, безопасное обращение с реакторным графитом, накопленным в мире - глобальная проблема.

Реактор РБМК-1000 первого энергоблока ЛАЭС становится первым из 11 российских энергоблоков этого типа, на котором будут отрабатываться технологии безопасного вывода из эксплуатации, в том числе обращения с ~3 800 т облученного реакторного графита, содержащего ^{14}C .

Оператором ЛАЭС принята стратегия немедленного демонтажа⁴³, которая рекомендована МАГАТЭ, обеспечит возможность использования 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.⁴⁴

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

- Балтийское море – среда обитания, регулируемая «Конвенцией по защите морской среды района Балтийского моря» 1992 года (Хельсинкской конвенцией)⁴⁵;
- 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 городе Сосновый Бор обнаружено генотоксическое воздействие, в результате которого семена сосен имеют тяжелые цитогенетические

⁴³ Концепция вывода из эксплуатации энергоблоков Ленинградской АЭС с реакторами РБМК – 1000, М. 2015. 66с., утверждена Генеральным директором ОАО Концерн Росэнергоатом в 2015 году.

⁴⁴ Письмо В.И. Перегуды «О заключении к Концепции вывода из эксплуатации» от 22.11. 2019 №9/Ф09/189044 в адрес Общественного совета южного берега Финского залива на 7 страницах.

⁴⁵ Конвенцией по защите морской среды района Балтийского моря <http://docs.cntd.ru/document/1900924>

повреждения⁴⁶, причем процент этих статистически значимых результатов в районе ЛАЭС в 3 раза, а в городе 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).

Таким образом, при выводе из эксплуатации ЛАЭС будут приниматься решения, которые могут затрагивать социальные, экологические, экономические и нравственные интересы различных сторон и будущих поколений. Все это необходимо учитывать при работе Опытного-демонстрационного инженерного центра, который создается на базе ЛАЭС.

Принципиально важно, чтобы такой ОДЦ 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, в том числе экологами, а также заинтересованной общественностью.

Выше перечисленные обстоятельства требуют тщательного планирования, выбора стратегических, технологических, технических решений, которые будут социально и экологически безопасны, экономически приемлемы и обеспечивать защиту природы и людей настоящего и будущего поколений. Для этого авторы настоящего доклада считают целесообразным рассмотреть заинтересованным сторонам и принять следующие рекомендации.

графита (вид РАО) в сторону долговременного, контролируемого хранения этих отходов; это позволит:

- во-первых, легче осуществлять мониторинг состояния инженерных и природных барьеров безопасности этих РАО;
- во-вторых, при появлении научно-обоснованных и безопасных способов утилизации РАО будет возможность утилизировать РАО исходя из новых технологии;
- в-третьих, контролируемое хранение более безопасно исходя из возможности доступа для быстрой ликвидации негативных последствий при незапланированной аварийной или чрезвычайной ситуации как природного, так и антропогенного характера.

Рекомендации

Правительству Ленинградской области совместно с Администрацией Санкт-Петербурга

Рассмотреть вопрос о создании межрегиональной экологической лаборатории в агломерации г. 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.⁴⁷

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

Рекомендации

Законодательному Собранию Ленинградской области

Совместно с экспертным сообществом проанализировать практику принятия решений по размещению и оценке безопасности радиационно-опасных объектов в Ленинградской области, и на его основе разработать и принять областной закон «О полномочиях органов государственной власти Ленинградской области в сфере обеспечения радиационной

⁴⁶Комплексная экологическая экспертная оценка техногенного воздействия на население и окружающую среду объектов атомной энергетики, расположенных на территории Сосновоборского городского округа», отчет о работе ФГУП «НПО «Радиовый институт имени В.Г. Хлопина», Книга 1, 143 стр., утвержден в декабре 2011 года к.т.н. В.П. Тишковым, И.О. Генерального директора ФГУП «НПО «Радиовый институт имени В.Г. Хлопина», инв. № 3643 - ИК

⁴⁷Рекомендации Совета при Президенте Российской Федерации по развитию гражданского общества и правам человека по итогам 28-го выездного (128-го) заседания в Ленинградской области 15-19 октября 2018 года.
<http://president-sovet.ru/presscenter/news/read/5657/>

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.

Аналогичную рекомендацию дал Совет при Президенте Российской Федерации по развитию гражданского общества и правам человека по итогам 28-го выездного (128-го) заседания в Ленинградской области 15-19 октября 2018 года.

Рекомендации

Оператору ЛАЭС - Концерну Росэнергоатом

1. Отложить разукрупнение и демонтаж графитовой кладки реакторов РБМК-1000 ЛАЭС и других уран-графитовых реакторов до разработки безопасных, экологически 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 для 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.

Рекомендации

Органам местного самоуправления г. Сосновый Бор

Создать «Общественный совет по экологии и энергетике при администрации Соснового Бора» по аналогии с аналогичным Советом в городе 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.

Информация об авторах доклада

Бодров Олег Викторович – инженер-физик,



эколог, генеральный директор ООО Декомиссия, председатель «Общественного совета южного берега Финского залива» - межрегионального общественного экологического движения Санкт-Петербурга и Ленинградской области.

Окончил (1976) физико-механический факультет Ленинградского Политехнического института. Работал инженером-исследователем в Научно-исследовательском технологическом институте (НИТИ) им. А.П. Александрова, г. Сосновый Бор, Ленинградской области. Участвовал в испытаниях ядерных энергетических установок атомных подводных лодок, автор ряда научно-технических отчетов.

1980-1993 научный сотрудник, начальник группы Математического моделирования и экспериментальных исследований экосистем Сосновоборской региональной экологической лаборатории Радиевого Института им. В. Г. Хлопина (Санкт-Петербург).

Один из инициаторов (2003) создания международной сети неправительственных организаций «Декоматом» по изучению комплексного решения технологических, социально-экологических, экономических и иных проблем в процессе вывода из эксплуатации энергоблоков в атомных городах-спутниках АЭС.

Организатор и один из авторов доклада «Концепции плана вывода из эксплуатации АЭС, выполнивших проектный ресурс. Предложения общественных экологических организаций» http://www.greenworld.org.ru/sites/default/greenfiles/conception_rus_1610.pdf, который был представлен в Росатоме, на международных конференциях, а также в МАГАТЭ (Вена, 2008).

Организатор и один из экспертов «Заключения общественной экспертизы по «Концепции вывода из эксплуатации энергоблоков Ленинградской АЭС с реакторами РБМК-1000» http://decommission.ru/wp-content/uploads/2019/04/Konception_LAES_24.04.2019_nasite_obrez.pdf

Десятки научных, социально-политических статей, интервью по проблемам безопасности ядерных объектов опубликованы в России, странах Евросоюза, США, Японии и Кореи.

Кузнецов Владимир Николаевич, инженер-физик, председатель «Объединения ветеранов Игналинской АЭС», заместитель руководителя «Общественного совета по экологии и энергетике при Мэре города Висагинас», Литва.



Окончил Чапаевский Химико-технологический техникум (1959) и Томский Политехнический институт (1969). Работал машинистом котлоагрегата ТЭЦ, начальником участка теплоснабжения города Северск, Томской области.

С 1970 г. инженер строящейся ЛАЭС, мастер Турбинного цеха, инженер-механик, начальник смены, заместитель начальника Реакторного цеха по эксплуатации. Заместитель начальника по эксплуатации реакторных цехов Игналинской (1980) и Чернобыльской (1987-1989) атомных электростанций. На Чернобыльской АЭС организовал и внедрил надежный контроль качества герметизации технологических каналов реактора при завершении его перегрузки на мощности.

Инженер, начальник Лаборатории топлива в Отделе ядерной безопасности ИАЭС (1992 – 2006 г.). Автор технико-экономического обоснования и участник реализации проекта дожигаания ОТВС остановленного реактора в соседнем-работающем.

Реализовал ряд технических предложений в проектах ИАЭС по повышению надежности и безопасности работы энергоблоков (замена чугунных насосов

промконтур на стальные, отказ от установки 44-х датчиков паросодержания в барабан-сепараторе, защита крышки фильтра питательной воды от эрозии металла, отказ от контроля давления масляного клина в электродвигателях ГЦН и т.п.) В Компании ТЕКОС (Литва) совместно с NUKEM (Германия) руководил разработкой технологии обращения и утилизации тяжело поврежденных и негерметичных топливных сборок реактора РБМК-1500. Опубликовал ряд статей по выводу из эксплуатации АЭС в журнале «Атомная стратегия», а также интервью журнале «Ядерная инженерия» (Лондон-2018).

Эксперт международной общественной экспертизы «Заключения общественной экспертизы по «Концепции вывода из эксплуатации энергоблоков Ленинградской АЭС с реакторами РБМК-1000»

http://decommission.ru/wp-content/uploads/2019/04/Konception_LAES_24.04.2019_nasite_obrez.pdf

Участник и докладчик 12 международных конференций и круглых столов по проблемам атомной энергетики и вывода из эксплуатации ядерных энергоблоков с уран-графитовыми реакторами типа РБМК: в Вене (МАГАТЭ, 2017, 2018, 2019), Праге (2017), Болгарии (Козлодуй, 2018), Украине (Чернобыль 2017), Армении (Ереван 2018), Сочи (Атом Экспо, 2018, 2019), Санкт-Петербурге (2017), Петергофе (2017), Висагинасе, Литва (2018), Минске, Беларусь (Атом -Эко -2019), г. Печ, Венгрия (Атом -Эко -2019).

Муратов Олег Энверович, инженер-физик, кандидат технических наук. В 1973 году



окончил Физико-механический факультет Ленинградского Политехнического института. По окончании более 27 лет работал в ЦНИИ им. академика А.Н.Крылова, где прошел путь от инженера до заместителя начальника отделения ядерной, радиационной и экологической безопасности.

С 2001 г. начальник отдела радиационных технологий ООО «ТВЭЛЛ». Специализация – проблемы радиационной безопасности при выводе из эксплуатации и утилизации ядерно- и радиационно-опасных объектов, обращение с РАО.

Олег Энверович Муратов – член Общественного совета Госкорпорации «Росатом», ведущий эксперт-координатор Высшей экспертной комиссии Общественного совета, Ответственный секретарь Северо-Западного отделения Ядерного Общества

России, член Центрального правления этой организации.

Автор более 190 научных трудов, в том числе научного открытия и 16 авторских свидетельств и патентов на изобретения. Награжден медалями «300 лет Российского флота», «50 лет атомному подводному флоту» и серебряной медалью П.Л. Капицы за научное открытие, один из экспертов, подготовивших доклад «Концепции плана вывода из эксплуатации АЭС, выработавших проектный ресурс. Предложения общественных экологических организаций», Санкт-Петербург 2008 год http://www.greenworld.org.ru/sites/default/greenfiles/conception_rus_1610.pdf,



Талевлин Андрей Александрович, кандидат юридических наук, доцент Челябинского Государственного университета, Председатель «За Природу» - регионального общественного движения, координатор и эксперт «Декоматом» - международной сети общественных организаций по продвижению безопасного вывода из эксплуатации АЭС и обращению с РАО и ОЯТ.

В 1999 году с отличием закончил юридический факультет Челябинского Государственного Университета. Защитил кандидатскую диссертацию по теме «Проблемы правового регулирования обращения с

радиоактивными отходами».

Разработчик и преподаватель специального курса «Правовое регулирование использования атомной энергии», а также преподаватель земельного права в Челябинском Государственном Университете.

Активно занимается общественной деятельностью.

Неоднократно представлял экологические интересы граждан в судебных органах.

По его иску Верховный Суд РФ в 2002 г. признал недействительным Распоряжение Правительства РФ по ввозу отработавшего ядерного топлива с атомной станции «Пакш» (Венгрия). В результате был предотвращен незаконный ввоз 370 тонн отработавшего ядерного топлива с венгерской АЭС на территорию Челябинской области.

Один из экспертов «Заключения общественной экспертизы по «Концепции вывода из эксплуатации энергоблоков Ленинградской АЭС с реакторами РБМК-1000», Сосновый Бор, Челябинск, Висагинас, 2018 год http://decommission.ru/wp-content/uploads/2019/04/Konception_LAES_24.04.2019_nasite_obrez.pdf

В настоящее время занимается проработкой проблем правового обеспечения вывода из эксплуатации выработавший свой ресурс ядерных установок.

Оказывает консультационную и практическую юридическую помощь пострадавшим от воздействия радиации в рамках проекта бесплатной юридической помощи Ассоциации юристов России.



