

- С.А., Лифанов Ф.А., Кобелев А.П., Полканов М.А., Попков В.Н. – № 2005135826/06; Заяв. 18.11.2005; Опубл. 20.03.2008, Бюл. № 8.
10. Dmitriev S.A., Lifanov F.A., Kobelev A.P. et al. Technology of plasma for treating radioactive waste: the step forward in comparison with incineration / WM'2010: Proc. Waste Management Conference, March 7–11 2010, Phoenix, Arizona, USA. – CDROM, ID10166.
 11. Горбунов В.А. Плазменно-пиролитическая переработка твердых радиоактивных отходов АЭС / В.А. Горбунов, М.А. Полканов // Вопросы радиационной безопасности. – 2014. – № 3(75). – С. 26–31. – EDN STTWSJ.
 12. Горбунова О.А. Влияние микробиологической деструкции цементной матрицы на безопасность длительного хранения кондиционированных радиоактивных отходов / О. А. Горбунова // Физика и химия обработки материалов. – 2011. – № 4. – С. 98–106. – EDN OCSBUJ.

СПОСОБЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОТРАБОТАВШИМ РЕАКТОРНЫМ ГРАФИТОМ

Е.А. Самохина, Д.И. Маленко

*Томский политехнический университет,
ИШЭ, НОЦ И.Н. Бутакова, гр. 5001*

Научный руководитель: К.Б. Ларионов, к.т.н., доцент НОЦ И.Н. Бутакова ИШЭ ТПУ

Необходимость поиска безопасной утилизации реакторного графита связана с ограниченным сроком службы блоков атомных электростанций. На данный момент в России функционирует восемь энергоблоков с реактором типа РБМК-1000 [1], которые в свою очередь содержат 1850 т чистого графита [2]. Согласно дорожной карте Концерна Росэнергоатом [1], с 2023 по 2027 год запланирован вывод из эксплуатации трех энергоблоков (№ 2 Курской АЭС, № 3 и 4 Ленинградской АЭС). Таким образом, остро встает вопрос о разработке общепризнанной технологии, обеспечивающей безопасную изоляцию отработавшего реакторного графита на весь срок его потенциальной радиоактивной опасности.

Выбор метода обращения с активным графитом зависит от степени его загрязненности радионуклидами. Активность графита определяется целым рядом причин [2], будь то нейтронная активация углерода, загрязнение продуктами активации газа; попаданием в кладку теплоносителя или продуктов деления, ядерного топлива.

Радиоактивность графита обеспечивают следующие изотопы: ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{134}Cs . Именно такой состав графитовой кладки (при отсутствии просыпей ядерного топлива) был зарегистрирован в Чернобыльской АЭС [3]. Уровень гамма фона от реакторного графита, а следовательно, и мероприятия по защите персонала при обращении с отходами (при демонтаже кладок, обращении с контейнерами и др.), определяются гамма излучающими нуклидами, прежде всего, ^{60}Co , ^{134}Cs [3]. На длительной выдержке графита его активность будет определяться наличием долгоживущих нуклидов ^3H , ^{14}C , ^{63}Ni [2].

Согласно нормам действующего законодательства облученный графит является разновидностью радиоактивных отходов, т. к. дальнейшее его использование не предусмотрено. В соответствии с Постановлением Правительства РФ [4] кладки уран графитовых реакторов (УГР) (при отсутствии просыпей топлива) относятся ко второму классу удаляемых твердых РАО (долгоживущие отходы средней категории активности) и подлежат утилизации в пунктах глубинного захоронения (ПГЗРО) без предварительной выдержки. Графит, загрязненный продуктами деления топлива, неоднороден по своему загрязнению и будет относиться к первому классу, а также подлежать захоронению в ПГЗРО с предварительной выдержкой в целях снижения его тепловыделения.

Одним из начальных этапов предварительной обработки отработавшего графита может быть его дезактивация. Целью является удаление радионуклидов из объема графитовой

кладки для перевода из одного класса удаляемых твердых РАО в другой. Она осуществляется следующими методами:

- химическим – удаление радиоактивных нуклидов из поверхностных слоев с помощью хим. реагентов;
- электрохимическим – перевод графита из твердого состояния в газообразное за счет электроокисления;
- электрофизическим – способ, основанный на использовании электрического поля для удаления радиоактивных нуклидов;
- механическим – дистанционное снятие поверхностного слоя фрезерованием или электро-механическими металлическими щетками.

Альтернативным решением вопроса является сжигание графитовых стержней и кондиционирование образующейся золы. В результате горения графита образуются газы и зола, которая затем кондиционируется, а газы удаляются из системы [2, 5, 6]. Методика включает [7] операции сжигания в две стадии, очистки от аэрозолей и сублимацию CO_2 , с последующей локализацией примеси изотопа ^{14}C в форме водонерастворимого CaCO_3 . [2]. При сжигании одного моль ^{14}C высвобождается в пять раз больше газообразных продуктов, содержащих 21 % углекислого газа [2], и 79 % азота. Объем радиоактивного графита при этом сокращаются примерно на 98 % [8]. Согласно расчётам [2], в результате утилизации 1 т графита, расходуется 6,17 тонн безводного гидроксида кальция, а образуется 8 кг пыли, 2 кг золы и 8,34 т безводного карбоната кальция, который почти в 6 раз превосходит в объеме исходный графит. Можно заключить, что утилизация реакторного графита путем сжигания, является неэффективной из-за неполной утилизации. Субмикронный аэрозоль, которая образуется в результате конденсации газообразных радиоактивных элементов, способна проникать в оборудование и легко вдыхаются в легкие. Такие частицы могут оседать на поверхности водоемов и сельскохозяйственных культурах [9].

Для решения описанных выше проблем методов сжигания, применяют технологию с использованием технологии высокотемпературного синтеза (СВС – процесса) [10]. Продуктом переработки служит карбидоксидный материал [11]. Он формирует матрицу, где надежно фиксируются радионуклиды. Материал обладает хорошей термической и химической, радиационной стойкостью [2]. Весь процесс характеризуется своей простотой, не требует большого числа операций и не подразумевает использования дорогого высокотемпературного оборудования. Отдельное достоинство метода – отсутствие образования побочных радиоактивных отходов. Поскольку технологический процесс происходит в герметичных контейнерах, то полностью исключается массообмен газообразных продуктов реакции с окружающей средой. При этом, в зоне контакта реагирующей смеси со стенками контейнера происходят высокие тепловые потери. В этой зоне не весь графит связывается в карбидоксидном материале, отчего часть углерода осыпается. Другим недостатком технологии является невозможность переработки реакторного графита, который содержит фрагменты конструкционных материалов.

Существует возможность извлечения горючих газов в результате неполного сгорания (при недостатке кислорода) углеродосодержащих веществ. Этот процесс называется газогенераторной переработкой. После дезактивации электрохимическим методом удаляется наиболее радиоактивный внешний слой графитовых блоков толщиной около 1 мм. Из оставшейся внутренней части блока кладки РБМК-1000 можно получить $(1,3-1,5) \cdot 10^6 \text{ м}^3$ генераторного газа. Однако для сжигания одной такой кладки потребуется от 3 до 6 лет непрерывной работы газогенератора при производительности 20–50 $\text{м}^3/\text{ч}$. Этот способ переработки графита позволяет добиться активности продуктов горения меньшей, чем исходного сырья приблизительно в 3170 раз [2].

Метод фиксации радионуклидов в графитовых блоках представляется альтернативой сжиганию. Он обеспечивает целостность блоков и их защиту от действия окисляющих газов и влаги. В НИКИЭТ была разработана технология пропитки графитовых блоков смесью, в состав которой входит эпоксидная смола, фурфурол, полиэтиленполиамин. Этот консервант имеет высокую радиационную стойкость, упрочняет графит, снижает его пористость и газопроницаемость [2].

Также проводились исследования по фиксации высокоактивных радионуклидов хладоотверждающим консервантом «атомик». Состав отверждается при присутствии специальных ароматических аминов. По итогам оценки радиационной стойкости установлено, что уменьшение прочности образцов консерванта наблюдается только при превышении дозы облучения в 15 Мрад, что эквивалентно 300–500 годам выдержки в реакторе типа РБМК. При гамма-облучении образца наблюдается объемный выход продуктов около $1,2 \cdot 10^{-9}$ см³/(г·рад), основную часть которого составляет водород. Результаты экспериментов позволили установить, что из образцов реакторного графита выщелачиваются α -, β -, γ -излучающие радионуклиды, причем этот процесс идет постоянно. Также выделение радионуклидов не наблюдалось при 20 °С в течение 2 лет, а при 50 °С – в течение одного года [12].

Для иммобилизации графитовых блоков возможно применение битумирования, однако рациональность его использования неоднозначна из-за низкой радиационной стойкости, возможного разложения бактериями и его пожароопасности.

Эпоксидная смола считается лучшим по сравнению с другими материалами, обеспечивающими фиксацию. Причем, отверждение происходит при комнатной температуре, что исключает необходимость термообработки. Прочность при сжатии увеличивается в 1,7 раза в сравнении с чистым графитом, что позволяет снизить риск повреждения графита при хранении [4].

С учетом вышеизложенных обстоятельств, связанных с обработкой реакторного графита, ключевым аспектом является поиск безопасных и эффективных путей его утилизации. Развитие технологий, способных минимизировать негативное воздействие на окружающую среду и удовлетворять условиям замкнутого использования, становится важным направлением исследований. Эти усилия направлены не только на текущее поколение, но и на обеспечение устойчивости и безопасности в будущем, подчеркивая важность принятия ответственных, альтернативных решений в области обращения с реакторным графитом.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шутиков А.В. Ближнесрочные планы Концерна по реализации стратегии развития ядерной энергетики // Одиннадцатая международная научно-техническая конференция «безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» – Москва: АО «Концерн Росэнергоатом», 2018.
2. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС: учебное пособие для вузов / М.А. Скачек.– М. : Издательский дом МЭИ, 2007. – 448 с : ил. ISBN 978-5-383-00057-1
3. Кондиционирование реакторного графита выводимых из эксплуатации уран-графитовых реакторов для целей захоронения. URL: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2016/06/08/66585> (дата обращения: 04.11.2023)
4. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. N 1069 «Критерии классификации удаляемых радиоактивных отходов» С изменениями и дополнениями от 4 февраля 2015 г.
5. Шавалеев М.Р., Барбин Н.М., Дальков М.П. и др. Уменьшение количества радиоактивного графита и степени загрязнения окружающей среды // Техносферная безопасность. – 2014. – № 4 (5).
6. Шавалеев М.Р., Барбин Н.М., Дальков М.П. и др. Переработка радиоактивного графита ядерных энергетических установок, вывод из эксплуатации // Техносферная безопасность. – 2015. – № 1 (6) .
7. Натанзон Я.В. Отделение примесей отработанного топлива от графита / Я.В. Натанзон, В.В. Токаревский // Радиоактивные отходы. Проблема и решения. – М.: Ядерное общество, 1992. – Ч. 2.
8. Цыганов А.А. и др. Проблемы утилизации реакторного графита остановленных промышленных уран-графитовых реакторов // Изв. Томск. политехн. ун-та. – 2007. – Т. 310, вып. 2.
9. Yang H.C., Eun H.C., Lee D.G. Behavior of radioactive elements during thermal treatment of nuclear graphite waste. Thermodynamic model analysis // J. of nuclear science and technology. – 2005. – V. 42, no. 10.

10. Коновалов Э.Е. Переработка реакторного высокоактивного графита в устойчивые карбидоксидные материалы самораспространяющимся высокотемпературным синтезом / Э.Е. Коновалов, О.В. Старков, М.Л. Мышковский и др. // Атомная энергия. – 1998. – Т.84. – Вып. 3.
11. Патент № 2624270 С1 Российская Федерация, МПК G21F 9/28. Способ переработки отходов реакторного графита: № 2016106423: заявл. 24.02.2016: опубл. 03.07.2017 / Ю.А. Похитонов, М.Ю. Кишин; заявитель Акционерное общество «Радиовый институт имени В.Г. Хлопина». – EDN GADZHZ.
12. Фиксация радионуклидов в облученных блоках реакторного графита / П.А. Платонов, Я.И. Штромбах, О.К. Чугунови др. // Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. – №. 6. – С. 445–451.

УТИЛИЗАЦИЯ УГЛЕКИСЛОГО ГАЗА В ПЛАЗМЕ ДУГОВОГО РАЗРЯДА

А.Д. Кротик

*Томский политехнический университет,
ИШЭ, ОЭЭ, гр. 5АМ23*

Научный руководитель: Ю.Л. Шаненкова, к.т.н., доцент ОЭЭ ИШЭ ТПУ

Углекислый газ (CO_2) – это газ, вырабатываемый как природными, так и искусственными источниками, в виде сжигаемого ископаемого топлива для производства электроэнергии.

Активное потребление ископаемых видов топлива для энергообеспечения производственных процессов способствовало общемировому экономическому росту, но также привело к проблемам загрязнения окружающей среды парниковыми газами – углекислым газом CO_2 , метаном CH_4 , закисью азота N_2O и др. CO_2 является самым распространенным парниковым газом антропогенного происхождения, концентрация которого в атмосфере увеличилась на 47 % с момента индустриальной революции [1–4]. CO_2 , являющийся основным продуктом полного сгорания ископаемого топлива, является парниковым газом, поглощающим тепло из атмосферы и способствующим изменению климата [5].

Основные виды деятельности по выбросам парниковых газов являются:

- производство электроэнергии, на основе ископаемого топлива;
- транспорт;
- сельское хозяйство [6].

В настоящее время в энергетике по-прежнему доминирует выработка электроэнергии из ископаемых источников энергии, таких как уголь, нефть и природный газ, что приводит к высоким показателям выброса углекислого газа. Энергетическая отрасль сталкивается с серьезными проблемами в достижении цели углеродной нейтральности [7]. Основными производителями электроэнергии являются теплоэлектростанции. ТЭС за счет меньших размеров, возможности их расположения позволяют получать относительно дешевую энергию за счет сжигания угля [8]. Ископаемое топливо в совокупности является крупнейшим источником выбросов CO_2 , на долю которого приходится почти 65 % глобальных выбросов парниковых газов [9].

Углекислый газ можно рассматривать как дешевый и обильный источник мягкого окислителя для производства продуктов с добавленной стоимостью в виде оксидов металлов. При разложении CO_2 образуются молекулы CO и O_2 , который и будет являться окислителем. Однако разрыв молекул диоксида углерода требует значительного количества энергии. Плазменные технологии позволяют добиться этого, благодаря достижению высоких температур и давления.

Конструктивно система плазмодинамического синтеза состоит из трех основных элементов (рис. 1): а) секционный емкостный накопитель энергии; б) коаксиальный магнитоплаз-