

ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА
ПО ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТИ

(12) ОПИСАНИЕ ИЗОБРЕТЕНИЯ К ПАТЕНТУ

(52) СПК
G21F 9/28 (2021.05); G21F 9/30 (2021.05)

(21)(22) Заявка: 2021101186, 21.01.2021

(24) Дата начала отсчета срока действия патента:
21.01.2021Дата регистрации:
26.10.2021

Приоритет(ы):

(22) Дата подачи заявки: 21.01.2021

(45) Опубликовано: 26.10.2021 Бюл. № 30

Адрес для переписки:

620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19, Центр
интеллектуальной собственности, Маркс Т.В.

(72) Автор(ы):

Ташлыков Олег Леонидович (RU),
Потеряев Станислав Николаевич (RU),
Розаненков Илья Эдуардович (RU),
Сивинских Иван Александрович (RU)

(73) Патентообладатель(и):

Федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего
образования "Уральский федеральный
университет имени первого Президента
России Б.Н. Ельцина" (RU)(56) Список документов, цитированных в отчете
о поиске: RU 2624270 C1, 03.07.2017. RU
2239899 C2, 10.11.2004. DE 19737891 A1,
04.03.1999. JP 2000317661 A, 21.11.2000.

(54) Способ переработки отходов реакторного графита

(57) Реферат:

Изобретение относится к ядерной технике, а более конкретно - к способам дезактивационной обработки облученного реакторного графита, например облученных графитовых блоков отражателей и замедлителей активных зон, и может быть использовано при снятии с эксплуатации реакторов с графитовым замедлителем. Поверхностный слой внутреннего отверстия графитового блока удаляют с помощью гидроабразивной резки и отправляют на переработку или на захоронение, а затем

оставшуюся часть подвергают термообработке инертным газом с объемным содержанием кислорода 3-5% при температуре 700°C в течение 1-2 ч. Предложенный способ обращения с блоками реакторного графита имеет высокую скорость переработки, малый объем вторичных радиоактивных отходов, уменьшение выщелачивания радиоактивных отходов из графита и может использоваться в системах переработки и захоронения радиоактивных отходов. 2 з.п. ф-лы.



FEDERAL SERVICE
FOR INTELLECTUAL PROPERTY

(19) **RU** (11)**2 758 058**⁽¹³⁾ **C1**

(51) Int. Cl.
G21F 9/28 (2006.01)
G21F 9/30 (2006.01)

(12) ABSTRACT OF INVENTION

(52) CPC
G21F 9/28 (2021.05); *G21F 9/30* (2021.05)

(21)(22) Application: **2021101186, 21.01.2021**(24) Effective date for property rights:
21.01.2021Registration date:
26.10.2021

Priority:

(22) Date of filing: **21.01.2021**(45) Date of publication: **26.10.2021 Bull. № 30**

Mail address:

620002, g. Ekaterinburg, ul. Mira, 19, Tsentralnaya intellektualnoy sobstvennosti, Marks T.V.

(72) Inventor(s):

**Tashlykov Oleg Leonidovich (RU),
Poteriaev Stanislav Nikolaevich (RU),
Rozenenkov Ilya Eduardovich (RU),
Sivinskikh Ivan Aleksandrovich (RU)**

(73) Proprietor(s):

**Federal State Autonomous Educational
Institution of Higher Education Ural Federal
University named after the first President of
Russia B.N.Yeltsin (RU)****(54) METHOD FOR PROCESSING REACTOR GRAPHITE WASTE**

(57) Abstract:

FIELD: nuclear technology.

SUBSTANCE: invention relates to nuclear technology, and more specifically to methods for decontamination treatment of irradiated reactor graphite, for example, irradiated graphite blocks of reflectors and active zone moderators, and can be used when decommissioning reactors with a graphite moderator. The surface layer of the inner hole of the graphite block is removed by waterjet cutting and sent for processing or burial, and then the remaining part is subjected to

heat treatment with an inert gas with a volume oxygen content of 3-5% at a temperature of 700°C for 1-2 hours.

EFFECT: proposed method for handling reactor graphite blocks has a high processing rate, a small volume of secondary radioactive waste, a reduction in the leaching of radioactive waste from graphite and can be used in systems for processing and disposal of radioactive waste.

3 cl

RU 2 758 058 C 1

RU 2 758 058 C 1

Изобретение относится к ядерной технике, а именно – к способам дезактивационной обработки облученного реакторного графита, например, облученных графитовых блоков отражателей и замедлителей активных зон и может быть использовано при снятии с эксплуатации реакторов с графитовым замедлителем.

5 Запасы отработанного реакторного графита в мире оцениваются в 230-250 тысяч тонн, поэтому в настоящее время вопрос об их утилизации приобретает все более актуальное значение. Решение проблемы безопасного обращения с облученным реакторным графитом осложняется наличием в нем долгоживущих радионуклидов – ^{14}C , ^{36}Cl , ^3H , а также примесей конструкционных материалов и топлива (^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{60}Co , Pu , U , Am и др.).

10 Создание способа обработки облученного реакторного графита, обеспечивающего извлечение из основной массы графита присутствующих в нем долгоживущих радионуклидов, позволит снизить удельную активность облученного реакторного графита, понизить категорию отходов и обеспечить возможность применения более
15 дешевых способов утилизации графита, например приповерхностного захоронения (на глубину менее 100 м).

Известно изобретение аналогичного применения, «Способ выделения углерода-14 из облученного нейтронами графита» авторов Гаврилов В. В., Безносюк В. И. и др., по патенту РФ № 2212074, МПК G21F 9/32, в котором графит продувается воздухом,
20 нагретым до температуры от 450°C до 530°C . Способ отличается своей простотой и экономичностью [1].

Недостатком данного способа является то, что только окисление графита не оправдано, так как при улавливании всего объема углекислого газа с использованием, например, NaOH происходит более чем восьмикратное увеличение массы образующихся
25 радиоактивных отходов.

Существует также изобретение «Способ переработки отходов реакторного графита», авторов Дмитриев С. В., Карлина О. К., и др., по патенту РФ № 2321907, МПК G21F 9/00, в котором смесь измельченных отходов реакторного графита смешивают с
30 порошкообразным алюминием, рутиловым концентратом и модификатором, а также дополнительно включают фрагменты реакторных конструкций.

Воспламенительный состав размещают по всей высоте цилиндрической полости, расположенной на осевой линии загруженной в контейнер смеси, подлежащей термической обработке [2].

Недостатками данного способа являются необходимость предварительного
35 измельчения и использование высоких температур (2500°K), что отрицательно сказывается на ресурсе оборудования и усложняет работу системы газоочистки отходящих потоков газа.

Ближайшим прототипом предлагаемого изобретения является «Способ переработки отходов реакторного графита», авторов Похитонов Ю. А. и Киршин М. Ю., по патенту
40 РФ № 2624270, МПК G21F 9/28, в котором графит подвергают термообработке в атмосфере воздуха при температуре $700\text{-}800^\circ\text{C}$, а перед термообработкой графит подвергают воздействию реагентов, разрушающих его поверхностный слой, и удаляют полученный продукт с поверхности графита [3].

Недостатками выбранного прототипа являются образование раствора кислоты,
45 содержащего радиоактивные нуклиды, который требует дополнительной переработки, долгое время предварительной обработки поверхностного слоя (1 ч. – 5 суток) и отсутствие возможности выделения полезных радиоактивных элементов из поверхностного слоя.

Задачей предлагаемого изобретения является устранение вышеперечисленных недостатков и создание способа переработки отходов реакторного графита.

Технический результат предлагаемого способа заключается в следующем:

- уменьшения образования вторичных отходов, за счёт применения

5 гидроабразивной резки для удаления поверхностного слоя графитового блока;

- уменьшение времени переработки графита, за счёт применения гидроабразивной резки для удаления поверхностного слоя графитового блока;

- уменьшения выщелачивания долгоживущих радионуклидов, за счёт применения смеси инертного газа с объемным содержанием кислорода 3-5% для термообработки.

10 Технический результат достигается за счет того, что в предлагаемом способе производится механическая обработка блока реакторного графита при помощи гидроабразивной резки, удаляющей поверхностный слой центрального отверстия блока, содержащего основную часть радиоактивных нуклидов. Удаление поверхностного слоя на глубину, например, 5÷10 мм, с последующей отправкой его на захоронение или
15 на переработку для извлечения полезных радионуклидов. Затем проводится термическая обработка оставшейся части блока реакторного графита в среде инертного газа с объемным содержанием кислорода 3-5% при температуре 700°C с иммобилизацией в отдельный продукт содержащегося в нем углерода-14.

В отличие от снятия поверхностного слоя графита при помощи реагентов,
20 предлагаемый способ обеспечивает быструю предварительную обработку графита, а термическая обработка в среде инертного газа позволяет уменьшить выщелачивание долгоживущих радионуклидов при дальнейшем захоронении [4] (А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала, А.Г. Волкова, Е.В. Захарова. Анализ возможности снижения потенциальной опасности графитовых радиоактивных отходов при термической
25 обработке. // Известия Томского политехнического университета. 2017, с. 28).

Способ осуществляют следующим образом. При помощи гидроабразивной резки удаляется поверхностный слой толщиной, например, 5÷10 мм, из центрального отверстия блока реакторного графита. Удаленный слой графита отправляют на захоронение или
30 на переработку для извлечения полезных радионуклидов. Удаленный слой состоит из продуктов деления, трансурановых элементов и 14С.

Обработанный таким образом облученный блок графита подвергают термообработке в атмосфере инертного газа с объемным содержанием кислорода 3-5% при температуре 700°C в течение 1-2 часов. Потеря массы графита при этом составляет менее 10% от
35 исходной, что вполне достаточно для полного удаления долгоживущего радионуклида 14С, оставшегося на поверхности среза, который в виде CO₂ улавливается с помощью Na(OH)₂ в баках-барботерах.

По сравнению с прототипом, на стадии термической обработки в среде инертного газа с содержанием кислорода 3-5% уменьшается выщелачивание долгоживущих радионуклидов при дальнейшем захоронении.

40 На операции термической обработки потеря массы графита составляет не более 10%.

Важным преимуществом заявляемого способа является использование гидроабразивной резки только для внутреннего отверстия блока графита. Это приводит к ускорению процесса предварительной обработки и резкому сокращению объемов
45 вторичных радиоактивных отходов.

Таким образом, предложенный способ обращения с блоками реакторного графита имеет высокую скорость переработки, малый объем вторичных радиоактивных отходов, уменьшение выщелачивания радионуклидов из графита и может использоваться в

ядерной технике, а именно в системах переработки и захоронения радиоактивных отходов.

(57) Формула изобретения

5 1. Способ переработки отходов реакторного графита, включающий его термическую обработку с предварительным воздействием на поверхностный слой, отличающийся тем, что поверхностный слой внутреннего центрального отверстия графитового блока, содержащий основную часть радиоактивных нуклидов, удаляют с помощью гидроабразивной резки, затем термообработку графита осуществляют инертным газом
10 с объемным содержанием кислорода 3-5% при температуре предпочтительно 700°C в течение 1-2 ч.

2. Способ по п. 1, отличающийся тем, что продукты резки отправляют на переработку или на захоронение.

15 3. Способ по п. 1, отличающийся тем, что с поверхности реакторного графита удаляют слой толщиной большей, чем глубина поверхностных трещин и пор.

20

25

30

35

40

45