



ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА  
ПО ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТИ

## (12) ОПИСАНИЕ ИЗОБРЕТЕНИЯ К ПАТЕНТУ

(52) СПК  
*G21G 1/00* (2022.08); *G21C 19/46* (2022.08)

(21)(22) Заявка: 2022103481, 11.02.2022

(24) Дата начала отсчета срока действия патента:  
11.02.2022

Дата регистрации:  
13.03.2023

Приоритет(ы):  
(30) Конвенционный приоритет:  
23.03.2021 JP 2021-048217

(45) Опубликовано: 13.03.2023 Бюл. № 8

Адрес для переписки:  
101000, Москва, ул. Мясницкая, 13, стр. 5, ООО  
"Союзпатент"

(72) Автор(ы):  
ХИРАИВА, Коудзи (JP),  
ЁСИОКА, Кэнити (JP),  
КИМУРА, Рэи (JP),  
ВАДА, Сатоси (JP),  
СУГИТА, Цукаса (JP)

(73) Патентообладатель(и):  
КАБУСИКИ КАЙСЯ ТОСИБА (JP),  
ТОСИБА ЭНЕРДЖИ СИСТЕМЗ ЭНД  
СОЛЮШНЗ КОРПОРЕЙШН (JP)

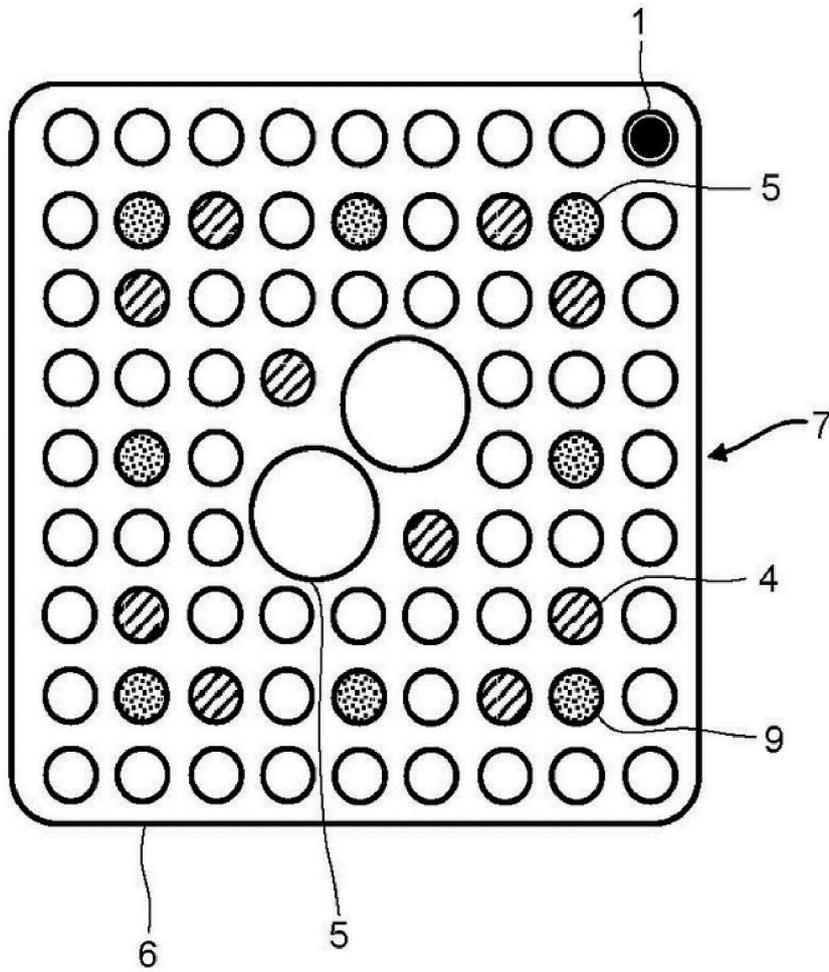
(56) Список документов, цитированных в отчете  
о поиске: FR 2870841 A1, 02.12.2005. RU  
2684645 C2, 11.04.2019. RU 2431896 C2,  
20.10.2011. RU 2178209 C2, 10.01.2002. RU  
2231141 C2, 20.06.2004. RU 2713010 C1,  
03.02.2020. RU 2408537 C2, 10.01.2011. US  
10297355 B1, 21.05.2019. US 9666315 B2,  
30.05.2017. CN 102918602 A, 06.02.2013.

(54) Урановая тепловыделяющая сборка легководного реактора и способ функционирования ядерного топливного цикла

(57) Реферат:

Изобретение относится к урановой тепловыделяющей сборке (7) легководного реактора и способу осуществления ядерного топливного цикла. В способе изотоп америция извлекают во время переработки отработавшего топлива с целью добавления его к топливу, причем массовая доля W, в масс.%, америция 241, добавляемая к тяжёлому металлу ядерного топлива, находится в следующих диапазонах: W <  $-0,006e^2 + 0,12e - 0,43$  при обогащении 5 масс.% или больше, W <  $-0,000356e + 0,00357$  при обогащении 4,2 масс.% или больше и меньше 5,0 масс.% по отношению к среднему обогащению e

урана 235, в масс.%, тепловыделяющей сборки (7). В вариантах выполнения сборки содержит стержни (3) уранового топлива, содержащие в качестве делящегося ядерного материала изотоп урана и не содержащие поглотитель нейтронов, и стержни (4) поглотителя нейтронов, содержащие изотоп урана и поглотитель нейтронов, при этом добавленный америций содержится только в каждом из стержней (3) уранового топлива. Техническим результатом является уменьшение тепловыделения Am-241 и Cm-244 для уменьшения количества образующихся остеклованных отходов, без использования быстрых реакторов. 2 н. и 2 з.п. ф-лы, 22 ил.



Фиг. 20



FEDERAL SERVICE  
FOR INTELLECTUAL PROPERTY

(51) Int. Cl.  
*G21G 1/00* (2006.01)  
*G21C 19/46* (2006.01)

(12) **ABSTRACT OF INVENTION**

(52) CPC  
*G21G 1/00 (2022.08); G21C 19/46 (2022.08)*

(21)(22) Application: **2022103481, 11.02.2022**

(24) Effective date for property rights:  
**11.02.2022**

Registration date:  
**13.03.2023**

Priority:

(30) Convention priority:  
**23.03.2021 JP 2021-048217**

(45) Date of publication: **13.03.2023 Bull. № 8**

Mail address:

**101000, Moskva, ul. Myasnitskaya, 13, str. 5, OOO  
"Soyuzpatent"**

(72) Inventor(s):

**HIRAIWA, Kouji (JP),  
YOSHIOKA, Kenichi (JP),  
KIMURA, Rei (JP),  
WADA, Satoshi (JP),  
SUGITA, Tsukasa (JP)**

(73) Proprietor(s):

**KABUSHIKI KAISHA TOSHIBA (JP),  
TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &  
SOLUTIONS CORPORATION (JP)**

(54) **URANIUM FUEL ASSEMBLY FOR A LIGHT WATER REACTOR AND METHOD OF OPERATION OF A NUCLEAR FUEL CYCLE**

(57) Abstract:

FIELD: uranium fuel assembly.

SUBSTANCE: invention is related to uranium fuel assembly (7) of a light water reactor and a method for implementing a nuclear fuel cycle. In the method, the americium isotope is extracted during spent fuel reprocessing in order to add it to the fuel, and the mass fraction W, in % by weight of americium 241 is added to the nuclear fuel heavy metal is in the following ranges:  $W < -0.006e^{-2} + 0.12e - 0.43$  with an enrichment of 5% by weight or more,  $W < -0.000356e + 0.00357$  with an enrichment of 4.2% by weight or more and less than 5.0% by weight in relation to the average

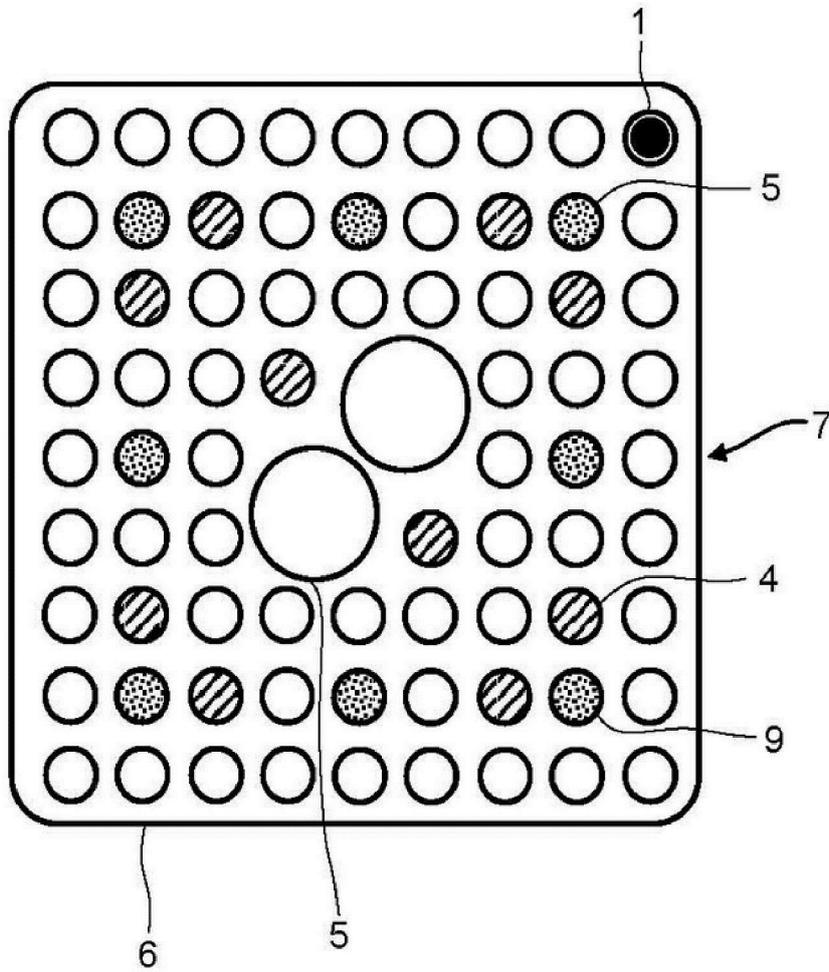
enrichment e of uranium 235, in % by weight, of fuel assembly (7). In embodiments, the assembly contains rods (3) of uranium fuel containing a uranium isotope as a fissile nuclear material and not containing a neutron absorber, and rods (4) of a neutron absorber containing a uranium isotope and a neutron absorber, while the added americium is contained only in each of rods (3) of uranium fuel.

EFFECT: reduction of heat release of Am-241 and Cm-244 to reduce the amount of vitrified waste generated, without the use of fast reactors.

4 cl, 22 dwg

RU 2 791 731 C1

RU 2 791 731 C1



Фиг. 20

Область техники

Вариант осуществления настоящего изобретения относится к урановой тепловыделяющей сборке легководного реактора и способу функционирования ядерного топливного цикла.

5 Предшествующий уровень техники

Каждая из тепловыделяющих сборок, используемых в легководных реакторах для выработки энергии (называемых ниже легководными реакторами), состоит из множества топливных стержней, содержащих ядерные материалы, размещённых в конфигурации решётки и собранных в пучки. В ходе работы ядерного реактора с выдачей мощности топливные стержни выделяют тепло вследствие протекания реакции деления ядер ядерных материалов, находящихся внутри топливных стержней. Тепловыделяющая сборка выполнена с возможностью отвода выделяющегося тепла охлаждающей водой, подводимой в тепловыделяющую сборку.

15 Существуют два типа легководных реакторов: реактор с кипящей водой, который генерирует электрическую энергию за счёт извлечения тепла из тепловыделяющей сборки в виде пара; и реактор с водой под давлением, который генерирует электрическую энергию в результате извлечения тепла из тепловыделяющей сборки в виде горячей воды и переноса её в теплообменник, называемый парогенератором, для преобразования её в пар. Первый из упомянутых реакторов называют BWR (ВВР-К), а последний называют PWR (ВВЭР).

20 Существуют два типа тепловыделяющих сборок, используемых в легководных реакторах (как в реакторах BWR, так и реакторах PWR): урановая тепловыделяющая сборка, которая содержит только уран в качестве ядерного материала, вызывающего реакцию деления ядер; и МОКС (MOX) тепловыделяющая сборка, которая содержит в качестве ядерного материала плутоний (называемый ниже Pu) и уран.

25 Урановые тепловыделяющие сборки содержат уран-234, уран-235 и уран-238, которые являются изотопами урана, и некоторые урановые тепловыделяющие сборки содержат также уран-236, (называемый U-234, U-235, U-238 и U-236, соответственно). Кроме того, в урановых тепловыделяющих сборках имеются два типа стержней с урановым топливом: урановый топливный стержень с выгорающим поглотителем, и урановый топливный стержень без выгорающего поглотителя.

30 Выгорающий поглотитель представляет собой вещество, добавляемое к ядерному материалу для контролирования реакции деления ядер ядерного материала, и, например, в тепловыделяющей сборке, применяемой в реакторе с кипящей водой, иногда используют оксид гадолиния ( $Gd_2O_3$ ), который является окислом гадолиния, но в качестве веществ, обладающих способностью поглощать нейтроны, известны также вещества, отличные от оксида гадолиния. Способность указанных веществ поглощать нейтроны ослабляется в результате выгорания.

35 Тепловыделяющую сборку после выработки определённого количества энергии в легководном реакторе называют отработавшим топливом (ниже обозначаемым ОЯТ). Термин «тепловыделяющая сборка», упоминаемый в настоящем документе, включает в себя не только урановую тепловыделяющую сборку, но и МОКС (MOX) тепловыделяющую сборку, которая в исходном топливе в качестве ядерного материала содержит также Pu. Поскольку ОЯТ содержит Pu, помимо продуктов деления (обозначаемых далее ПД) и других изотопов урана, таких как остаточные U-235 и U-238, имеется группа нуклидов, собирательно называемых младшими актинидами (обозначаемых ниже МА), как например, нуклиды с атомными номерами больше, чем у Pu и нептуния 237 (обозначаемого далее Np-237). В дополнение к приведённому выше

примеру, МА дополнительно включают в себя нуклиды, содержащие изотопы Pu или урана в качестве исходного нуклида.

Pu является практически используемым делящимся ядерным материалом, и, поэтому, в Японии и во Франции осуществляют возвращение ядерного топлива в технологический цикл, в рамках которого Pu, извлекаемый после химической обработки ОЯТ топлива (называемой ниже переработкой), а также остаточный уран используют повторно в виде смешанного оксидного топлива (называемого ниже МОКС (MOX) топливом).

ПД и МА по большей части представляют собой нестабильные нуклиды, которые вызывают  $\beta$ -распад,  $\alpha$ -распад или тому подобное. ОЯТ, которое выделяет тепло в результате указанных распадов, необходимо хранить в течение определённого периода времени для охлаждения его до такого уровня выделения тепла, который позволяет выполнить переработку. После охлаждения осуществляют переработку для извлечения Pu и урана. МА и ПД содержатся в остатке в качестве отходов.

ПД и МА, содержащиеся в сточном растворе после переработки, также выделяют тепло радиационного распада и называются отходами высокого уровня активности (ниже обозначаемыми HLW), поскольку данный раствор является жидкостью с высокими уровнями радиоактивности и тепловыделения. После переработки HLW смешивают со стеклом и отверждают (что называется остекловыванием) с целью окончательного постоянного захоронения в толще пластов. Из МА и ПД, имеющих в остатке, можно отделить определённые нуклиды химическим способом. Например, при переработке можно отделить от других МА нуклидов америций и кюрий.

Поскольку тепло радиоактивного распада ОЯТ возрастает вследствие эффекта выгорания или по другим причинам, увеличивается период охлаждения до переработки и удлиняется период хранения в хранилище, а это означает, что уменьшается объём переработки топлива в расчёте на год. С другой стороны, определённое количество ОЯТ выгружают из легководного реактора для переработки в каждом рабочем цикле. Это подразумевает, что запас вместимости ОЯТ в перерабатывающей установке уменьшается.

Аналогичным образом, так как тепло радиоактивного распада отходов HLW на единичный объём увеличивается, объём остеклованных отходов возрастает вследствие достижения верхнего предела тепловыделения в расчёте на объём отходов. Как описано выше, увеличение остаточного тепловыделения оказывает влияние на запас по хранению ОЯТ и запас по ёмкости остеклованных отходов, подлежащих захоронению.

Применительно к запасу по ёмкости остеклованных отходов, подлежащих захоронению, рассматривается технология извлечения конкретных нуклидов МА в процессе переработки и добавления некоторых нуклидов МА к ядерному топливу для легководного реактора или быстрого реактора с целью превращения их в нуклиды с коротким периодом полураспада. Указанная технология называется технологией разделения и трансмутации (которая обозначается ниже P&T). В качестве нуклидов МА, подвергаемых воздействию технологии P&T, известны америций-241 и кюрий-244 (обозначаемые ниже Am-241 и Cm-244, соответственно), которые вносят большой вклад в тепловыделение в отходах HLW.

Плутоний-238 также оказывает сильное влияние на генерацию остаточного тепловыделения в МА, содержащихся в ОЯТ, но при переработке Pu-238 извлекают в качестве делящегося материала для MOX-топлива, и, таким образом, в отходах HLW содержится лишь небольшое количество Pu-238. В итоге, его вклад в тепловыделение является незначительным.

В результате, в легководном реакторе компонентами теплоты радиоактивного

распада МА в ОЯТ, которое охлаждалось от 10 до 100 лет после выгрузки топлива, фактически являются Am-241 и Cm-244. Что касается изменения в течение охлаждения, тепло радиоактивного распада Am-241 увеличивается со временем, тогда как тепло радиоактивного распада Cm-244 уменьшается. В результате, суммарное тепло радиоактивного распада двух указанных МА сохраняется почти на одинаковом уровне в течение периода охлаждения около 20 лет.

Возрастающий эффект Am-241 во время охлаждения вызывается  $\beta$ -распадом плутония 241 (обозначаемого ниже Pu-241), имеющего период полураспада 14,4 года, с образованием Am-241. Именно поэтому тепло радиоактивного распада Am-241 увеличивается во время периода охлаждения.

В качестве одной из технологий R&T известен способ добавления Am-241 к топливу в легководном реакторе, чтобы вызвать расщепление топлива. Известен также пример добавления Am-241 к топливу реактора VVER, который является одним из типичных видов реакторов PWR. В приведённом примере Am-241 характеризуется большим сечением захвата в области тепловых нейтронов, так что протекает трансмутация, и количество Am-241 уменьшается по мере увеличения выгорания тепловыделяющей сборки.

С другой стороны, Am-241, который подвергся трансмутации, в конечном итоге превращается в Cm-244 после повторных трансмутаций и распадов, вызываемых поглощением тепловых нейтронов. Иными словами, в отношении трансмутации Am-241 в легководном реакторе: тепло радиоактивного распада Am-241 уменьшается, тогда как тепло радиоактивного распада Cm-244 возрастает.

Имеется также пример добавления МА к топливу в реакторе BWR, чтобы вызвать расщепление МА. В данном примере, добавляют не один нуклид Am, а одновременно добавляют все четыре нуклида из числа МА: Np-237, Am-241, Am-243 и Cm-244 - только к специальному топливу для сжигания МА в заданном соотношении, а также добавляют одновременно и равномерно к топливу UO<sub>2</sub>. Далее, в качестве примера для оценки этого, описывается только один случай, где массовая доля урана в МА составляет 5 масс.%. Кроме того, в указанном примере, в урановом топливном стержне обогащение U-235 устанавливают в качестве стандартной величины, и обогащение не увеличивается, даже если добавляют МА.

С другой стороны, пример снижения МА, полученных из легководного реактора в результате технологии, отличной от технологии R&T, включает в себя повышение обогащения U-235 до величины, равной или превышающей обогащение, требуемое для достижения степени выгорания, пригодной для выгрузки, и уменьшения количества получаемых ТРУ (трансураниевых элементов). Известен пример, где в случае, когда выгорание устанавливают равным 45 ГВт-сут/т и требуется, чтобы средняя степень обогащения урана 235 составляла около 3,8 масс.%, среднюю степень обогащения урана 235 устанавливают равной 10 масс.%, чтобы снизить за счёт этого общую массовую долю МА в ОЯТ, по сравнению с топливом, в котором не увеличивают стандартное обогащение.

В указанном примере, по сравнению с топливом, в котором не увеличивают стандартное обогащение, значительно снижается каждая из величин: полученное количество Pu-241, который является исходным нуклидом для Am-241, и полученное количество Cm-244.

До переработки отработавшего топлива его необходимо охлаждать до уровня тепла радиоактивного распада, который может допускать перерабатывающая система, и в соответствии с новейшими стандартами перерабатывающих заводов в Японии требуется

15 лет или больше для охлаждения перед разрезанием стержней с урановым топливом на перерабатывающем заводе.

Отходы с высоким уровнем радиоактивности остекловывают, а затем захоранивают в толще пластов для полупостоянного хранения, а именно, осуществляют удаление отходов в геологической формации, что требует площадок для его реализации в количестве, пропорциональном объёму остеклованных отходов. Необходимо, чтобы площадка, подходящая для удаления отходов в геологические формации, представляла собой место, где наблюдаются небольшие геологические изменения на протяжении десятков тысяч лет, и число доступных площадок ограничено. Если количество остеклованных отходов продолжит увеличиваться в соответствии с количеством производимого ОЯТ, площадки для удаления отходов в конечном итоге заполнятся, что приведёт к неспособности утилизировать отходы вследствие отсутствия пространства для площадок. В результате, переработка больше не сможет выполняться и может стать недостижимой сама выработка энергии. Таким образом, считается, что реализуемое в настоящее время возвращение ядерного топлива в технологический цикл, в рамках которого отходы с высоким уровнем радиоактивности остекловывают с целью захоронения в толщу пород, как описано выше, является нерациональным в долгосрочной перспективе, что приведёт к большой проблеме при продолжении генерации ядерной энергии.

С целью решения такой проблемы рассматривалось сокращение количества отходов с высоким уровнем радиоактивности при помощи технологии Р&Т. Однако, поскольку указанная технология Р&Т основана на применении реактора для трансмутации, такого как быстрый реактор, который не является легководным реактором, требуется очень длительный период времени для того, чтобы он стал действующим энергетическим реактором, и существует проблема, заключающаяся в том, что друг за другом образуются остеклованные отходы перед их практическим применением. С учётом вышесказанного, в целях разрешения указанной проблемы необходимо сокращать образование отходов с высоким уровнем активности, поступающих из легководного реактора, и количество остеклованных отходов, образующихся на их основе, без предполагаемого применения быстрых реакторов для трансмутации.

В степени, достоверной на данный момент, известен способ уменьшения содержания Am-241 путём возвращения в легководный реактор указанного изотопа Am-241, который является частью отходов с высоким уровнем радиоактивности, образующихся в легководном реакторе. Однако способ возвращения Am-241 в легководный реактор вызвал проблему из-за увеличения Cm-244, не удалось уменьшить общее количество тепла радиоактивного распада МА с Cm-244, первоначально образованным в легководных реакторах. Кроме того, известно, что урановое топливо в форме, которое снижает производство МА, содержащих Cm-244, за счёт повышения степени обогащения изотопа U-235 до требуемого или более высокого уровня выгорания в топливе легководного реактора, что порождает проблему отсутствия уменьшения содержания Am-241.

Краткое описание чертежей

Фиг. 1 представляет собой вид, отображающий позиции размещения стержней уранового топлива и стержней выгорающего поглотителя тепловыделяющей сборки согласно варианту осуществления изобретения.

Фиг. 2 представляет собой таблицу, иллюстрирующую степень обогащения урана 235, концентрацию выгорающего поглотителя и концентрацию Am-241 согласно варианту осуществления изобретения.

Фиг. 3 представляет собой график, иллюстрирующий изменение теплоты радиоактивного распада согласно варианту осуществления изобретения.

Фиг. 4 представляет собой график, иллюстрирующий изменение теплоты радиоактивного распада в соответствии со сравнительным примером 1.

5 Фиг. 5 представляет собой график, иллюстрирующий изменение теплоты радиоактивного распада согласно сравнительному примеру 2.

Фиг. 6 представляет собой график, иллюстрирующий изменение теплоты радиоактивного распада в соответствии со сравнительным примером 3.

10 Фиг. 7 представляет собой график, иллюстрирующий сопоставление изменения теплоты радиоактивного распада в случае переработки, осуществляемой 40 лет спустя после выгрузки топлива из реактора.

Фиг. 8 представляет собой график, иллюстрирующий переход изменения массовой доли Am-241 при выгорании Am-241 согласно варианту осуществления изобретения.

15 Фиг. 9 представляет собой график, иллюстрирующий переход изменения массовой доли Am-241 при охлаждении после выгрузки топлива из реактора согласно варианту осуществления изобретения.

Фиг. 10 представляет собой таблицу, иллюстрирующую сравнение теплоты радиоактивного распада в случае переработки, выполняемой через 40 лет после выгрузки топлива из реактора.

20 Фиг. 11 представляет собой график, иллюстрирующий сравнение теплоты радиоактивного распада в случае переработки, выполняемой 20 лет спустя после выгрузки топлива из реактора.

25 Фиг. 12 представляет собой таблицу, иллюстрирующую сравнение теплоты радиоактивного распада в случае переработки, осуществляемой через 20 лет после выгрузки топлива из реактора.

Фиг. 13 представляет собой вид, поясняющий математические уравнения/формулы, которые ограничивают диапазон концентраций добавляемого Am-241.

Фиг. 14 является графиком, иллюстрирующим различия в массовых долях при выгорании Pu-241.

30 Фиг. 15 является графиком, иллюстрирующим изменение теплоты радиационного распада при каждой концентрации Am-241 в случае обогащения урана 235, составляющего 10 масс. %.

35 Фиг. 16 представляет собой график, иллюстрирующий изменение теплоты радиационного распада при каждой концентрации Am-241 в случае обогащения урана 235, составляющего 7,5 масс. %.

Фиг. 17 представляет собой график, иллюстрирующий изменение теплоты радиационного распада при каждой концентрации Am-241 в случае обогащения урана 235, составляющего 5,0 масс. %.

40 Фиг. 18 является графиком, иллюстрирующим изменение теплоты радиационного распада при каждой концентрации Am-241 в случае обогащения урана 235, составляющего 3,8 масс. %.

Фиг. 19 представляет собой таблицу, иллюстрирующую верхнюю предельную концентрацию и нижнюю предельную концентрацию добавляемого Am-241.

45 Фиг. 20 представляет собой вид, иллюстрирующий пример горизонтального сечения тепловыделяющей сборки.

Фиг. 21 представляет собой вид, иллюстрирующий пример строения топливного стержня.

Фиг. 22 представляет собой вид, отображающий пример строения тепловыделяющей

сборки и регулирующего стержня в ядерном реакторе.

Подробное описание

Настоящее изобретение создано для решения вышеописанных проблем, и его цель заключается в разработке урановой тепловыделяющей сборки легководного реактора и способа функционирования ядерного топливного цикла, способного уменьшить тепловыделение Am-241 и Cm-244, а также уменьшить количество остеклованных отходов легководного реактора, без использования быстрого реактора.

Согласно аспекту настоящего изобретения предлагается урановая тепловыделяющая сборка легководного реактора, содержащая множество топливных стержней, собранных в пучок, и используется в ядерном топливном цикле, в котором извлекают изотоп америция во время переработки отработавшего топлива для добавления извлечённого изотопа америция к топливу, при этом массовая доля W (единица: масс.%) америция 241, добавляемого к тяжёлому металлу ядерного топлива, находится в следующих диапазонах:

$W < -0,006e^2 + 0,12e - 0,43$  (обогащение: 5 масс.% или больше),  
 $W < -0,000356e + 0,00357$  (обогащение: 4,2 масс.% или больше и меньше 5,0 масс.%)  
 по отношению к среднему обогащению e урана 235 тепловыделяющей сборки (в масс.%).

Далее в настоящем документе приводится пояснение урановой тепловыделяющей сборки легководного реактора и способа функционирования ядерного топливного цикла согласно варианту осуществления изобретения со ссылкой на чертежи.

Данный вариант осуществления изобретения относится к урановому топливу в такой форме, которая уменьшает образование МА, содержащих Cm-244, за счёт повышения степени обогащения изотопа U-235 до требуемого или более высокого уровня выгорания в исходном, не использовавшемся топливе. Нуклиды америция, содержащие Am-241, образовавшийся в результате переработки ОЯТ в виде уранового топлива, добавляют к такому топливу в определённом диапазоне концентраций. Количество добавленного Am-241 уменьшается по мере протекания трансмутации в ходе сгорания топлива. С другой стороны, за счёт трансмутации нуклидов Am-241 повышается концентрация Cm-244. При повышении теплоты радиационного распада Cm-244, вызываемом добавлением Am-241, можно определить условия по концентрации для добавляемого Am-241 таким образом, чтобы уменьшение изотопа Cm-244, вызываемое использованием уранового топлива с повышенной степенью обогащения U-235, оказалось в диапазоне, который выше, чем увеличение Am-241. Поступая таким образом, образовавшийся америций используют для добавления к топливу, без повышения тепловыделения от изотопа Cm-244, а количество изотопа Am-241, содержащегося в отходах HLW, можно уменьшать за счёт количества, используемого для добавления в топливо. В результате, теплота радиационного распада Am-241 в отходах HLW, уменьшается за счёт количества, используемого для вышеописанного добавления к урановому топливу, и теплота радиационного распада отходов HLW, в сочетании с теплотой радиационного распада Cm-244, уменьшается. В результате можно снижать количество образующихся остеклованных отходов.

Прежде всего, поясняются примеры традиционно используемой структуры тепловыделяющей сборки, топливного стержня и активной зоны реактора со ссылкой на фиг. 20, фиг. 21 и фиг. 22. Топливный стержень 3 состоит из топливных элементов 1, изготовленных из цилиндрического, спечённого диоксида урана, называемого топливными таблетками, и трубы-оболочки 2 топливного элемента, при этом топливные элементы 1 располагаются один над другим в виде множества ступеней.

Тепловыделяющая сборка 7 состоит из топливных стержней 3, топливных стержней 4, содержащих выгорающий поглотитель, каждый из которых содержит выгорающее поглотительное вещество в топливном элементе 1; водяных стержней 5, каждый из которых не содержит топливного элемента и заключает внутри себя охлаждающую воду, протекающую через него в рабочем режиме, и коробки 6 канала, которая представляет собой прямоугольную, полуцилиндрическую трубу и удерживает внутри себя топливные стержни, собранные пучком в 9 рядов и 9 столбиков. Активная зона 8 реактора состоит из топливныхборок 7, размещённых в надлежащей конфигурации. В тепловыделяющей сборке 7 содержится множество топливных стержней 9 укороченной длины.

Некоторые топливные стержни 3 содержат в качестве выгорающего поглотителя в топливном элементе 1 окисел гадолиния или оксид гадолиния, со средней концентрацией около 4%. Труба-оболочка 2 топливного элемента изготовлена из циркониевого сплава, называемого циркалоем 2. Тип легководного реактора представляет тип установки, называемой усовершенствованным реактором с кипящей водой (ABWR), и тепловая энергия при номинальной работе составляет 3926 МВт, число топливныхборок на активную зону реактора равно 872, а масса металлического урана в расчёте на одну тепловыделяющую сборку составляет 172 кг. Тепловую энергию активной зоны 8 реактора устанавливают равной 100% от номинальной мощности, рабочий период одного цикла составляет 13 месяцев, а средний извлекаемый топливный элемент 1 ориентирован примерно на 45 ГВт·сут/т.

Далее, на фиг. 1 и фиг. 2 отображена структура варианта осуществления изобретения. Тепловыделяющая сборка 7 содержит топливные стержни 4, собранные пучком в 9 рядов и 9 столбиков. Каждый из топливных стержней 4 включает в себя урановые топливные стержни U и имеющие в своём составе выгорающий поглотитель топливные стержни G, содержащие оксид гадолиния в качестве выгорающего поглотительного вещества. Число указанных топливных стержней является следующим. Число урановых топливных стержней U равно 32, а число содержащих выгорающий поглотитель топливных стержней G равно 42, что в сумме составляет 75. Среднее обогащение урана 235 для каждого уранового топливного стержня U и содержащего выгорающий поглотитель топливного стержня G составляет 10 масс.%. Концентрация выгорающего поглотителя составляет 8 масс.%, как отображено на фиг. 2. Am-241 добавляют к урановому топливному стержню U в массовой доле 0,35 масс.% и не добавляют к содержащему выгорающий поглотитель топливному стержню G. Средняя массовая доля Am-241 во всех топливных стержнях составляет 0,15 масс.%. К содержащему выгорающий поглотитель топливному стержню G в настоящем варианте осуществления изобретения Am-241 не добавляют, поскольку количество добавленного поглотительного вещества необходимо строго контролировать. Однако Am-241 также можно добавлять и к содержащему выгорающий поглотитель топливному стержню G.

Далее будет описан эффект и принцип варианта осуществления изобретения в сопоставлении с традиционной технологией. Фиг. 3 иллюстрирует изменения теплоты радиационного распада Am-241, Cm-244 и их суммы во времени для случая, когда урановое топливо в варианте осуществления изобретения сжигается со скоростью выгорания 45 ГВт·сут/т, а затем извлекается из активной зоны реактора и после этого охлаждается. Горизонтальная ось фиг. 3 показывает период охлаждения (годы), а вертикальная ось отображает теплоту радиационного распада (Вт/г). Указанные оси являются аналогичными осям на фиг. 4 - 7, 11, 15 - 18, описываемых ниже.

Результаты сравнительных примеров, в которых сжигание осуществляли в тех же

условиях выгорания, что и в случае традиционной технологии, и выполняли охлаждение, показаны на фиг. 4, фиг. 5 и фиг. 6.

На фиг. 4 отображён результат первого сравнительного примера, единственным отличием в котором является то, что Am-241 не добавляют к тепловыделяющей сборке 7 с тем же обогащением урана и выгоранием, как и в варианте осуществления изобретения. В сопоставлении с первым сравнительным примером, в варианте осуществления изобретения теплота радиационного распада Am-241, Cm-244 и их сумма, все упомянутые показатели увеличиваются на начальной стадии охлаждения и примерно 70 лет спустя. Это происходит вследствие того, что в варианте осуществления изобретения добавляли Am-241, а с учётом вышесказанного, Am-241 оставался невыгоревшим, и в результате трансмутации добавленного Am-241 образовывался Cm-244, что обуславливает увеличение в сопоставлении с первым сравнительным примером. Как результат, в варианте осуществления изобретения теплота радиационного распада повысилась, но, как будет изложено ниже, компонент, привносимый Am-241, можно 15 исключать из тепла радиационного распада после переработки, чтобы оставался только Cm-244, и, таким образом, в варианте осуществления изобретения теплота радиационного распада после переработки значительно снижается.

Фиг. 5 иллюстрирует результат второго сравнительного примера, в котором среднее обогащение урана 235 установлено равным 3,8 масс.%, а выгорание составляет 45 20 ГВт·сут/т, которое является таким же, что и в варианте осуществления изобретения. При этом Am-241 не добавляют. Как результат сопоставления между вторым сравнительным примером и вариантом осуществления изобретения, теплота радиационного распада Am-241, Cm-244 и их сумма демонстрируют, по существу, одинаковое изменение. В варианте осуществления изобретения это связано с тем, что 25 снижение количества распадов до Am-241 вследствие уменьшения образования Pu-241, вызванного повышением обогащения без увеличения выгорания, и усиление трансмутации Am-241, добавленного к исходному топливу, в Cm-244, компенсировали друг друга. На основании приведённых результатов, теплота радиационного распада в варианте осуществления изобретения, по существу, является той же самой, что и во 30 втором сравнительном примере, но теплота радиационного распада после переработки может значительно уменьшаться в настоящем варианте осуществления изобретения по причинам, упомянутым выше.

Фиг. 6 иллюстрирует результат третьего сравнительного примера, в котором среднее обогащение урана 235 установлено равным 3,8 масс.%, а выгорание составляет 45 35 ГВт·сут/т, которое является таким же, что и в варианте осуществления изобретения. Далее, Am-241 добавляют в концентрации 0,15 масс.%, что является таким же, как и в варианте осуществления изобретения. Как результат сопоставления между третьим сравнительным примером и вариантом осуществления изобретения отметим, что теплота радиационного распада Cm-244 значительно уменьшается, и теплота радиационного 40 распада их суммарного количества существенно снижается, особенно на начальной стадии охлаждения, при небольшом уменьшении теплоты радиационного распада Am-241. В варианте осуществления изобретения эффект снижения теплоты радиационного распада Am-241 и Cm-244 за счёт повышения обогащения без выгорания и эффект 45 повышения теплоты радиационного распада вследствие добавления Am-241 к свежему топливу почти исключали друг друга. Однако в третьем сравнительном примере обе теплоты радиационного распада, Cm-244 и Am-241, увеличиваются за счёт Am-241, добавляемого к свежему топливу.

Фиг. 7 иллюстрирует теплоту радиационного распада суммарного количества Am-

241 и Cm-244 в случае, когда переработку в варианте осуществления изобретения выполняют через 40 лет после выгрузки ОЯТ из активной зоны реактора и остекловывают отходы HLW, содержащие Am-241 и Cm-244 (точечно-пунктирная линия 3 на фиг. 7). В отношении величины теплоты радиационного распада, подлежащей сравнению, отметим, что на чертеже сплошная линия 1 указывает на второй сравнительный пример, а пунктирная линия 2 указывает на первый сравнительный пример. В настоящем варианте осуществления изобретения всё количество Am-241 после переработки добавляют к урановому топливу, и в результате этого Am-241 не остаётся в отходах HLW, и, таким образом, после переработки всё тепло радиационного распада Am-241 исключается из общего тепла радиационного распада отходов HLW.

Причина, по которой можно действовать подобным образом, заключается в следующем. Фиг. 8 иллюстрирует изменение массовой доли Am-241 по отношению к величине выгорания в настоящем варианте осуществления изобретения, а фиг. 9 отображает изменение массовой доли Am-241 во времени, когда отработавшее топливо при выгорании 45 ГВт·сут/т извлекают для охлаждения. Концентрация Am-241, которая первоначально составляла 0,15 масс.%, становится равной примерно 0,03 масс.% за счет выгорания при воздействии 45 ГВт·сут/т, а затем повышается из-за добавления составляющей распада Pu-241 во время периода охлаждения, следующего далее. После этого концентрация Am-241 достигает максимальной величины, равной 0,11 масс.%, и затем уменьшается. То есть, даже если добавляют 0,15 масс.% Am-241, его концентрация составит меньше 0,15 масс.% на момент выгрузки, и с учётом вышесказанного, если всё количество Am-241, которое образуется в результате выгорания, используют для добавления к топливу, то нет необходимости оставлять какое-либо количество Am-241 в отходах HLW. То есть, если Am-241 повторно добавляют к урановому топливу в соответствующем диапазоне концентраций, Am-241, образующийся в результате выгорания топлива, всегда можно оставлять в активной зоне легководного реактора, в которой используется урановое топливо. В отличие от этого, в каждом из сравнительных примеров, вместо добавления Am-241 к урановому топливу, теплоту радиационного распада Am-241 включают в теплоту радиационного распада отходов HLW, и теплота радиационного распада отходов HLW повышается за счёт указанного количества, возрастает также и объём остеклованных отходов. При повторном добавлении 0,15 масс.% Am-241 количество Am-241, остающегося в ОЯТ, постепенно уменьшается, а, например, если собирают и используют Am-241 из ОЯТ четырёх-пяти сборок, добавление 0,15 масс.% Am-241 всегда возможно, и настоящее изобретение применимо во всех случаях.

На фиг. 10 выполнено и проиллюстрировано сопоставление между первым сравнительным примером (2 на чертеже) и вторым сравнительным примером (1 на чертеже) по величине теплоты радиационного распада суммарного количества Am-241 и Cm-244 после переработки в условиях настоящего варианта осуществления изобретения. На фиг. 10 термин FORSETI обозначает урановую тепловыделяющую сборку легководного реактора, в которой используется обогащённый уран с избыточной концентрацией. В настоящем варианте (3 на чертеже) Am-241 можно исключить после переработки, и, таким образом, наблюдаемое в итоге тепло радиационного распада выделяется только компонентом, полученным из Cm-244. В результате, теплота радиационного распада значительно понижается, на 11%, в сопоставлении со вторым сравнительным примером. Теплотворная способность отходов HLW в остеклованных отходах ограничивается так, чтобы температура остеклованных отходов становилась равной определённой величине или ниже, и, таким образом, количество остеклованных

отходов уменьшается пропорционально снижению теплоты радиационного распада отходов HLW. Хотя в настоящем варианте осуществления изобретения поясняется случай, когда ПД не содержатся в остеклованных отходах, ясно, что при помощи настоящего варианта осуществления изобретения можно уменьшать количество остеклованных отходов, даже при наличии ПД.

Фиг. 11 иллюстрирует изменение во времени суммарной величины теплоты радиационного распада Am-241 и Cm-244 при охлаждении в настоящем варианте осуществления изобретения в случае переработки через 20 лет после выгрузки ОЯТ из активной зоны реактора (точечно-пунктирная линия 3 на фиг. 7) наряду с первым сравнительным примером (пунктирная линия 2 на чертеже) и вторым сравнительным примером (сплошная линия 1 на чертеже). Хотя в настоящем варианте осуществления изобретения может достигаться тот же эффект, что и на фиг. 7, количество теплоты радиационного распада увеличивается по сравнению с вариантом осуществления изобретения, представленным на фиг. 7, поскольку ослабление излучения Cm-244 после выгрузки ОЯТ является небольшим вследствие более раннего времени переработки.

Фиг. 12 иллюстрирует сопоставление величины теплоты радиационного распада, где она значительно снижается до 23%, со вторым сравнительным примером. Даже если период охлаждения до переработки сокращается, как описано выше, в соответствии с настоящим вариантом осуществления изобретения количество остеклованных отходов можно существенно уменьшать.

Далее, на фиг. 13 отображён диапазон концентрации Am-241, подлежащего добавлению, включающий в себя настоящий вариант осуществления изобретения. В случае, когда концентрация Am-241 установлена равной  $W$  (масс.%), а обогащение урана 235 задано равным  $e$  (масс.%), применяются следующие неравенства, которые определяют верхний предел:

Формула (1)  $W < -0,006e^2 + 0,12e - 0,43$  (обогащение: 5 масс.% или больше)

Формула (2)  $W < -0,000356e + 0,00357$  (обогащение: 4,2 масс.% или больше и меньше 5,0 масс.%)

Диапазон верхнего предела концентрации  $W$  изотопа Am-241, добавляемого к урановому топливу, ограничивают, поскольку могут достигаться следующие ниже преимущества.

Верхний предел устанавливается таким образом, чтобы теплота радиационного распада Am-241 и Cm-244 в ОЯТ не превышала теплоту радиационного распада топлива, характеризующегося стандартным обогащением 3,8 масс.%. Хотя теплота радиационного распада ОЯТ включает в себя составляющие, исходящие от ПД, на теплоту радиационного распада ПД почти не оказывает влияния состав или выгорание топлива. С учётом вышесказанного, вышеупомянутая теория неизменно остаётся верной даже при добавлении Am-241.

Предполагается устанавливать определённые условия для диапазона выгорания, к которому можно применять настоящий вариант осуществления изобретения. Этот момент поясняется при использовании фиг. 14. Фиг. 14 иллюстрирует массовую долю Pu-241 в ходе выгорания в диапазоне от 30 ГВт·сут/т до 60 ГВт·сут/т в случае, когда обогащение урана 235 изменяется на 3,8 масс.%, 5,0 масс.%, 7,5 масс.% и 10,0 масс.%, а массовая доля Am-241, подлежащего добавлению, составляет 0,15 масс.%. После выгрузки ОЯТ в ходе охлаждения Pu-241 расщепляется с периодом полураспада 14,4 года посредством трансмутации в Am-241. С учётом того, что переработку выполняют по истечении 15 лет или больше с момента выгрузки ОЯТ и что массовая доля Am-241 непосредственно после выгрузки ОЯТ составляет несколько процентов от массовой

доли Pu-241, верхний предел концентрации Am-241 в топливе ОЯТ во время переработки представляет собой количество Pu-241 при выгрузке топлива ОЯТ. Следовательно, верхний предел массовой доли Am-241 в топливе ОЯТ во время переработки представляет собой массовую долю Pu-241, продемонстрированную на фиг. 14, 5 безотносительно к периоду охлаждения. Верхний предел массовой доли Pu-241 составляет 0,14 масс.% в диапазоне выгорания 60 ГВт·сут/т или меньше, и таким образом, массовая доля Am-241 в отходах HLW не превышает 0,14 масс.% в указанном диапазоне выгорания.

В случае, когда Am-241 добавляют в количестве 0,15 масс.%, как в настоящем 10 варианте осуществления изобретения, концентрация Am-241 во время добавления может превышать массовую долю Am-241 в отходах HLW, полученных в пределах вышеупомянутого диапазона выгорания, в какой-либо период охлаждения. Это означает, что в составе уранового топлива можно ограничивать совокупное количество Am-241, чтобы не допускать его перемещения в сторону отходов HLW. Однако, если не 15 обеспечивается выполнение условия об ограничении всего количества Am-241 в составе уранового топлива, массовую долю Am-241, добавляемого к урановому топливу, можно определять в пределах диапазонов формул (1) и (2).

При использовании фиг. 15, фиг. 16, фиг. 17 и фиг. 18 поясняется логическое обоснование формул (1) и (2), предназначенных для установления верхнего предела. 20 Прежде всего, поясняется фиг. 15. В тепловыделяющей сборке, в рамках варианта осуществления изобретения, в котором среднее обогащение урана 235 составляет 10 масс.%, а выгорание равно 45 ГВт·сут/т, выполнено и проиллюстрировано сопоставление суммарной величины общей теплоты радиационного распада Am-241 и Cm-244 в ОЯТ, когда концентрацию добавляемого Am-241 (в масс.%) заменяют на 0,0; 0,05; 0,10; 0,15 25 и 0,20, со стандартной теплотой распада второго сравнительного примера (обогащение урана 235: 3,8 масс.%). В случае обогащения, равного 10 масс.%, общая теплота радиационного распада Am-241 и Cm-244 увеличивается почти пропорционально массовой доле Am-241. Массовая доля добавляемого Am-241, способствующая достижению теплоты радиационного распада, меньшей теплоты радиационного распада 30 стандартного топлива, согласно чертежу, составляет 0,17 масс.%. То есть, если в случае среднего обогащения урана 235, равного 10 масс.%, концентрацию добавляемого Am-241 не устанавливают на уровне меньше 0,17 масс.%, теплота радиационного распада превышает стандартную теплоту радиационного распада второго сравнительного примера.

Фиг. 16, фиг. 17 и фиг. 18 иллюстрируют случаи, когда то же самое испытание, что и представленное на фиг. 15, выполняют в условиях обогащения урана 235 (в масс.%), 35 заменённого на 7,5; 5, и 3,8. Тем же путём размышления, как и в отношении фиг. 14, приходим к выводу, что верхний предел концентрации Am-241, соответствующий данному обогащению, составляет 0,135; 0,02 и 0,0, соответственно. Естественно, в случае 40 обогащения, равного 3,8 масс.%, добавлять Am-241 невозможно. При осуществлении линейной интерполяции на основе соотношения между величинами фиг. 17 и фиг. 18 можно полагать, хотя данный случай и не отображён, что для обогащения, равного 4,2 масс.%, верхний предел составляет 0,056 масс.%.

На фиг. 19 отображена картограмма, на которой обобщены значения верхних 45 пределов концентрации добавляемого Am-241, полученные исходя из фиг. 15, фиг. 16, фиг. 17 и фиг. 18, а формула (1) и формула (2) математически выражены через указанные величины.

Хотя в вышеизложенном описании даны определённые варианты осуществления

настоящего изобретения, упомянутые варианты осуществления изобретения представлены только в виде примера и не предназначены для ограничения объема настоящих изобретений. Действительно, новые способы, описанные в настоящем документе, можно воплощать в других разнообразных формах; кроме того, различные  
 5 изъятия, замены и изменения в форме способов, описанных в настоящем документе, можно выполнять без отступления от существа данных изобретений. Сопроводительные формулы изобретений и их эквиваленты предназначены для охвата таких форм или модификаций, которые попадут в пределы объема и существа данных изобретений.

#### Пояснение позиций

10 1... топливный элемент; 2... труба-оболочка топливного элемента; 3... топливный стержень; 4... топливный стержень, содержащий выгорающий поглотитель; 5... водяной стержень; 6... коробка канала; 7... тепловыделяющая сборка; 8... активная зона реактора; 9... топливный стержень укороченной длины.

#### (57) Формула изобретения

15 1. Способ осуществления ядерного топливного цикла, характеризующийся тем, что выгружают использованную тепловыделяющую сборку, полученную в результате выгорания урановой тепловыделяющей сборки (7) легководного реактора, содержащей множество топливных стержней (3, 4), собранных в пучки в активной зоне (8) реактора,  
 20 до определенной степени выгорания, для переработки использованной тепловыделяющей сборки, при этом

извлекают изотоп америция из использованной тепловыделяющей сборки во время переработки и добавляют изотоп америция в урановую тепловыделяющую сборку (7) легководного реактора, причем

25 массовая доля  $W$ , в масс.%, америция 241, добавляемого к тяжелому металлу ядерного топлива, находится в следующих диапазонах:

$W < -0,006e^2 + 0,12e - 0,43$  при обогащении 5 масс.% или больше,

$W < -0,000356e + 0,00357$  при обогащении 4,2 масс.% или больше и меньше 5,0 масс.%,

где  $e$  - среднее обогащение, в масс.%, урана 235 тепловыделяющей сборки.

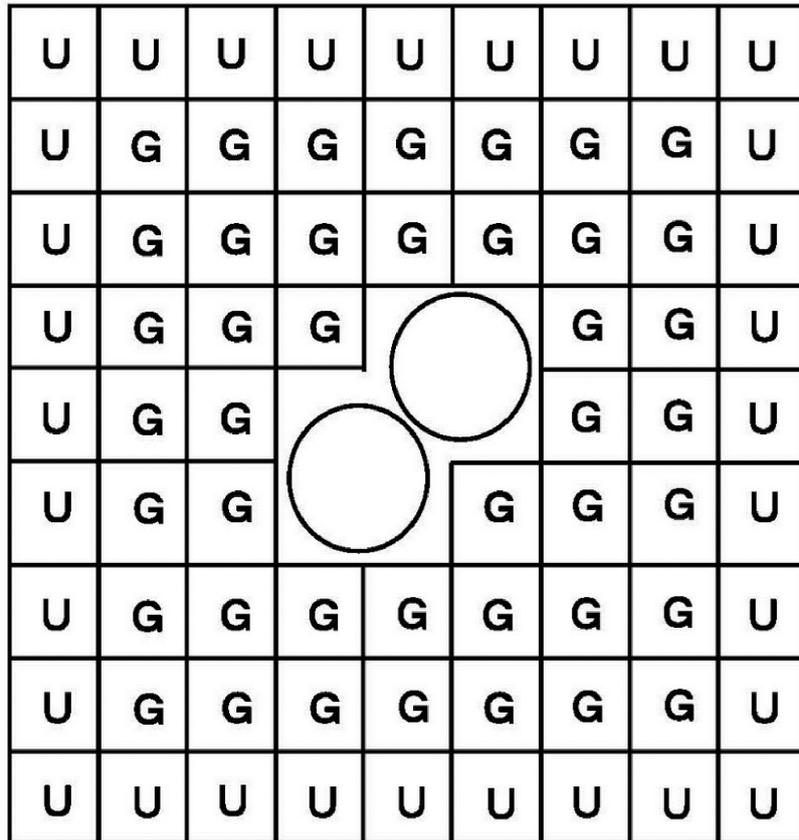
30 2. Способ по п. 1, в котором диапазон указанного выгорания составляет 45 ГВт·сут/т или больше и 60 ГВт·сут/т или меньше.

3. Урановая тепловыделяющая сборка (7) легководного реактора для использования в ядерном топливном цикле, осуществляемом способом по п. 1 или 2, содержащая множество топливных стержней (3, 4), собранных в пучок,

35 при этом урановая тепловыделяющая сборка (7) содержит добавленный изотоп америция.

4. Сборка (7) по п. 3, которая содержит стержни (3) уранового топлива, содержащие в качестве делящегося ядерного материала изотоп урана и не содержащие поглотитель нейтронов, и стержни (4) поглотителя нейтронов, содержащие изотоп урана и

40 поглотитель нейтронов, при этом добавленный америций содержится только в каждом из стержней (3) уранового топлива.



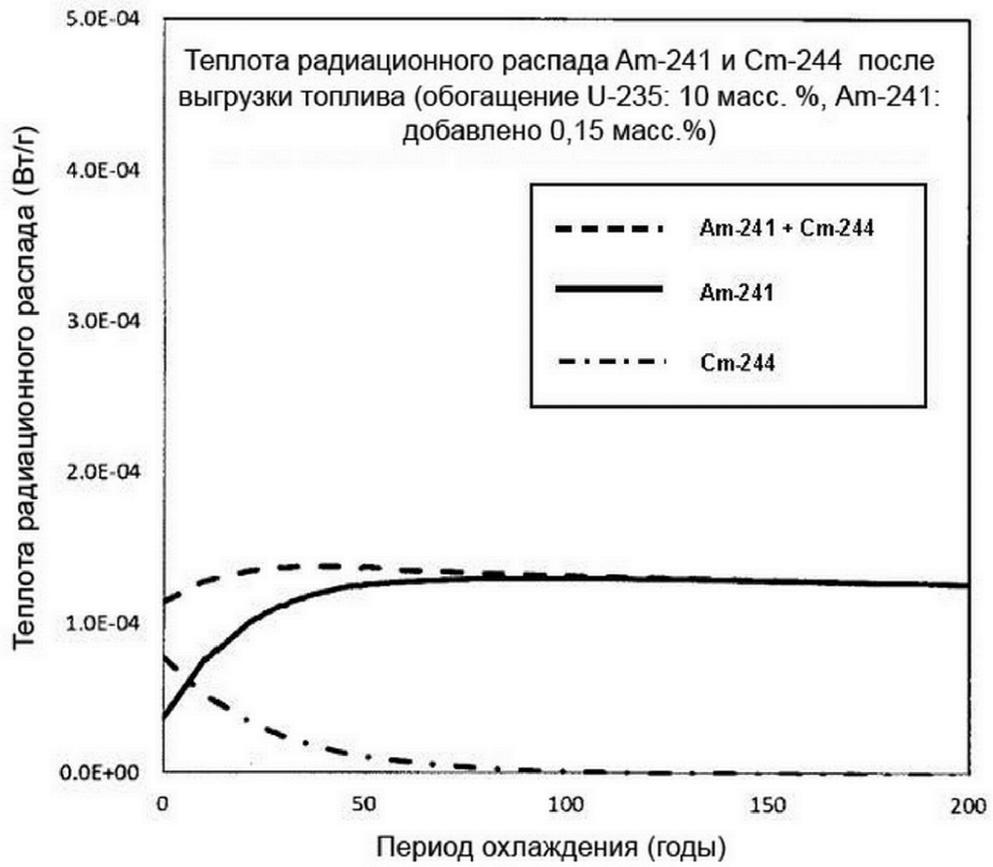
Фиг. 1

2/22

Тип топливного стержня (Обозначение)	Количество	Среднее обогащение урана 235 в урановом топливном стержне U (масс.%)	Средняя концентрация выгорающего поглотителя в ВП-содержащем топливном стержне G (масс.%)	Средняя концентрация Am-241 в топливном стержне (масс.%)
Урановый топливный стержень	32	10.0	0.00	0.35
Топливный стержень, содержащий выгорающий поглотитель	42	10.0	8.00	0.00
Общее количество	74	10.0		0.15

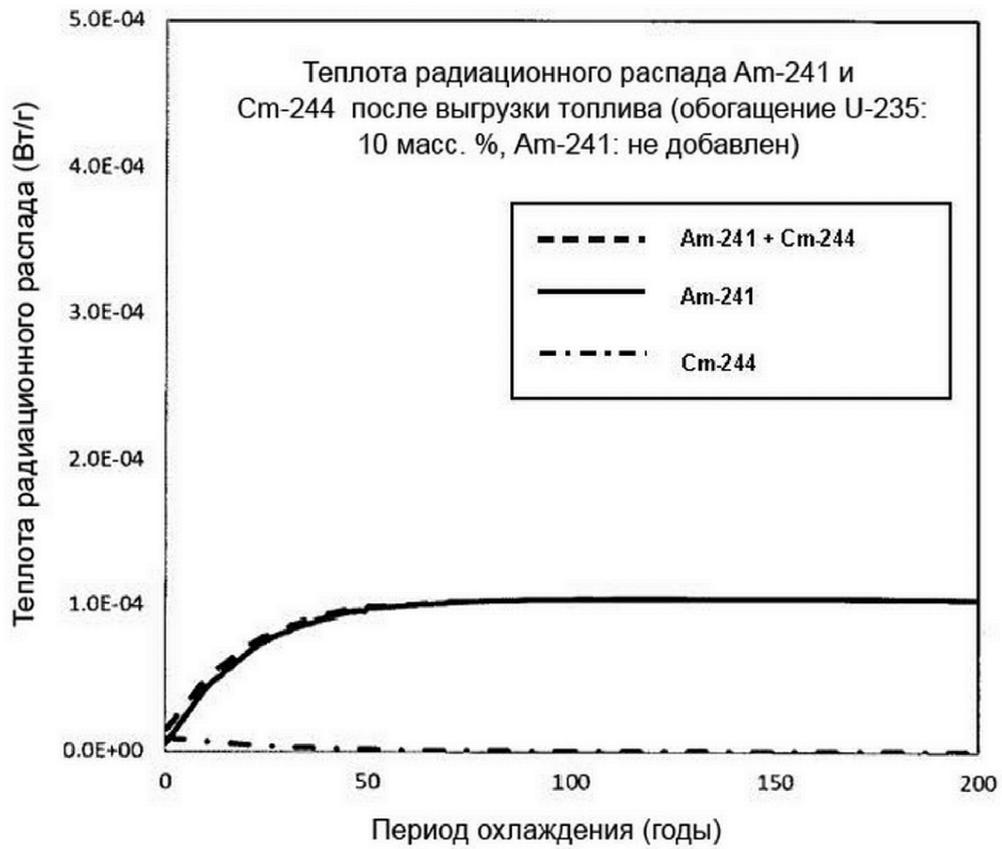
Фиг. 2

3/22



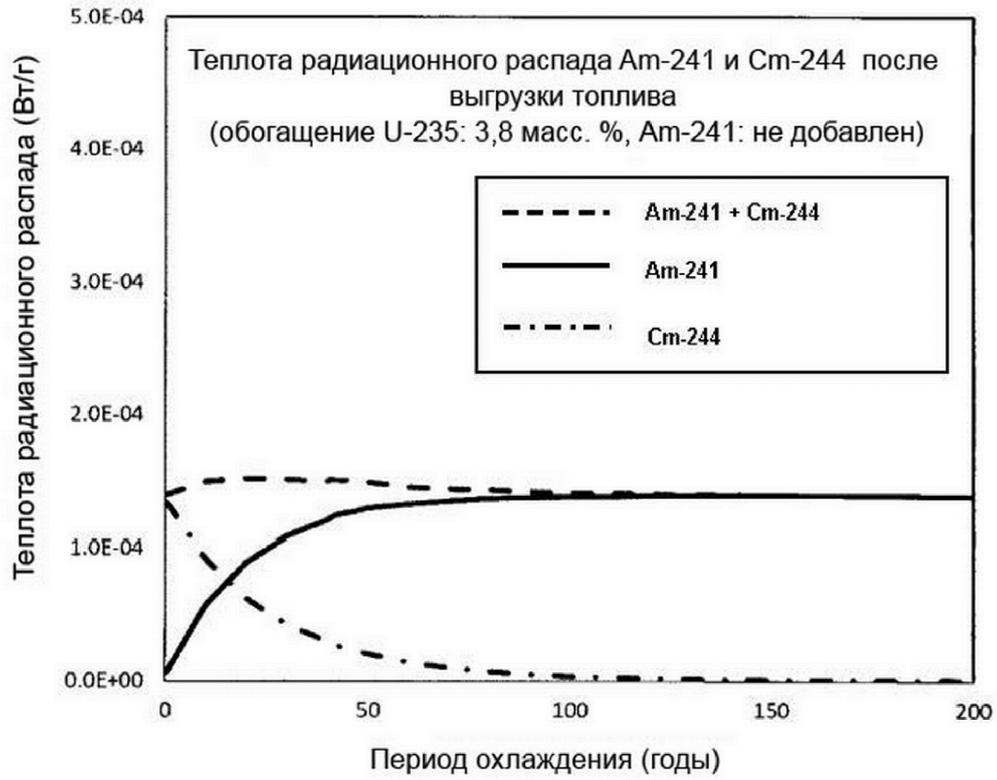
Фиг. 3

4/22



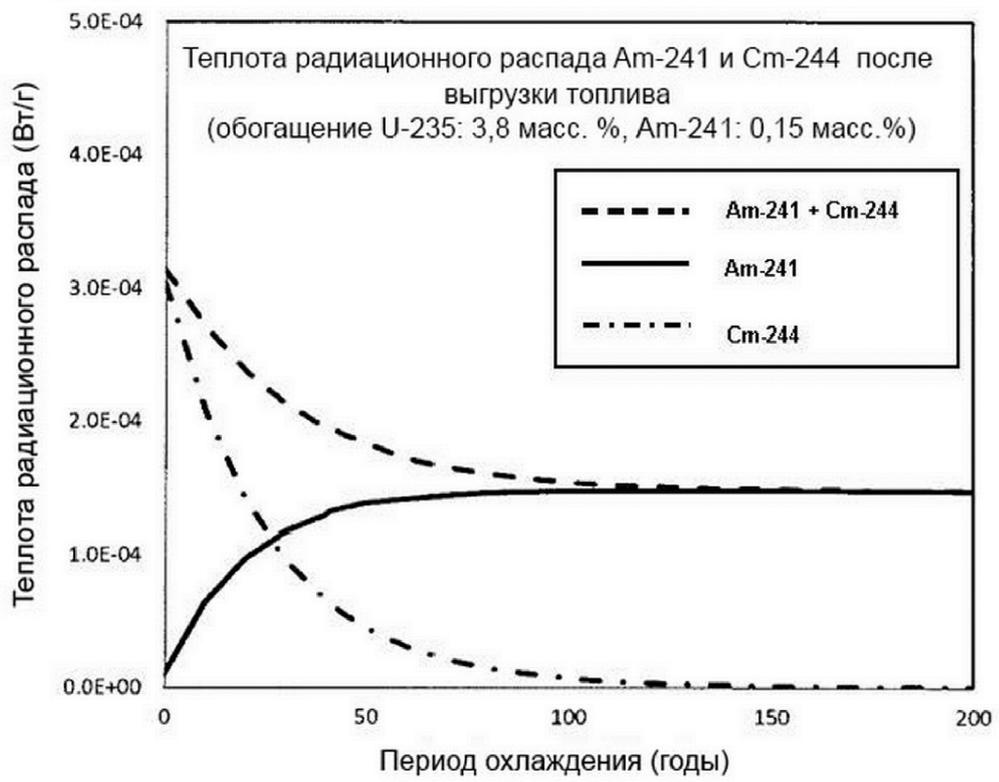
Фиг. 4

5/22



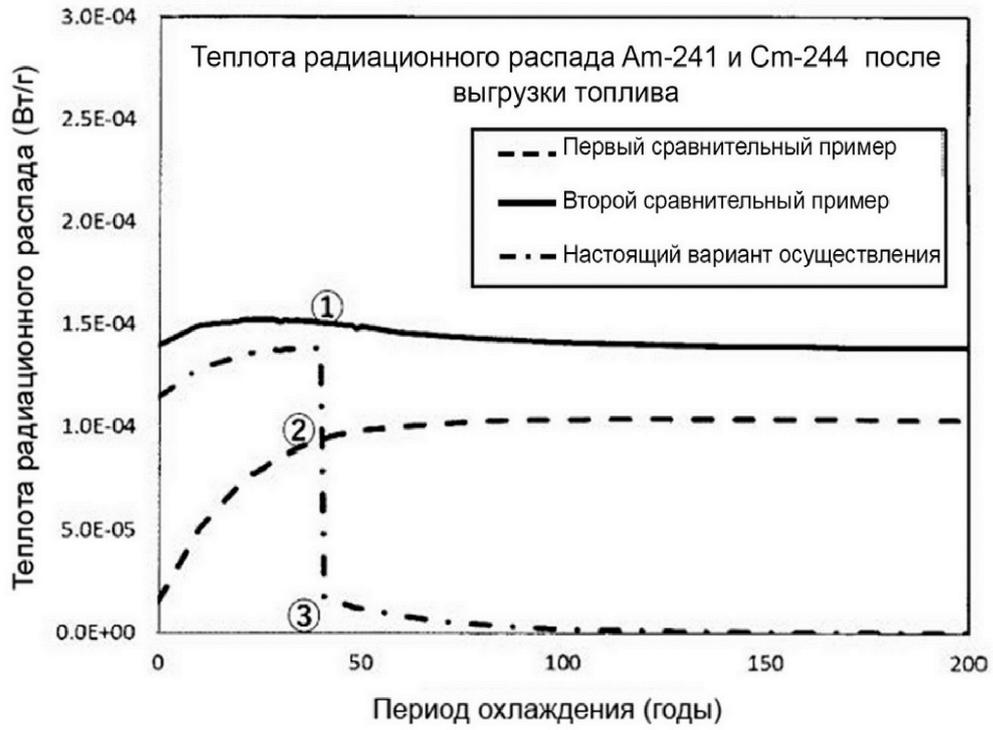
Фиг. 5

6/22



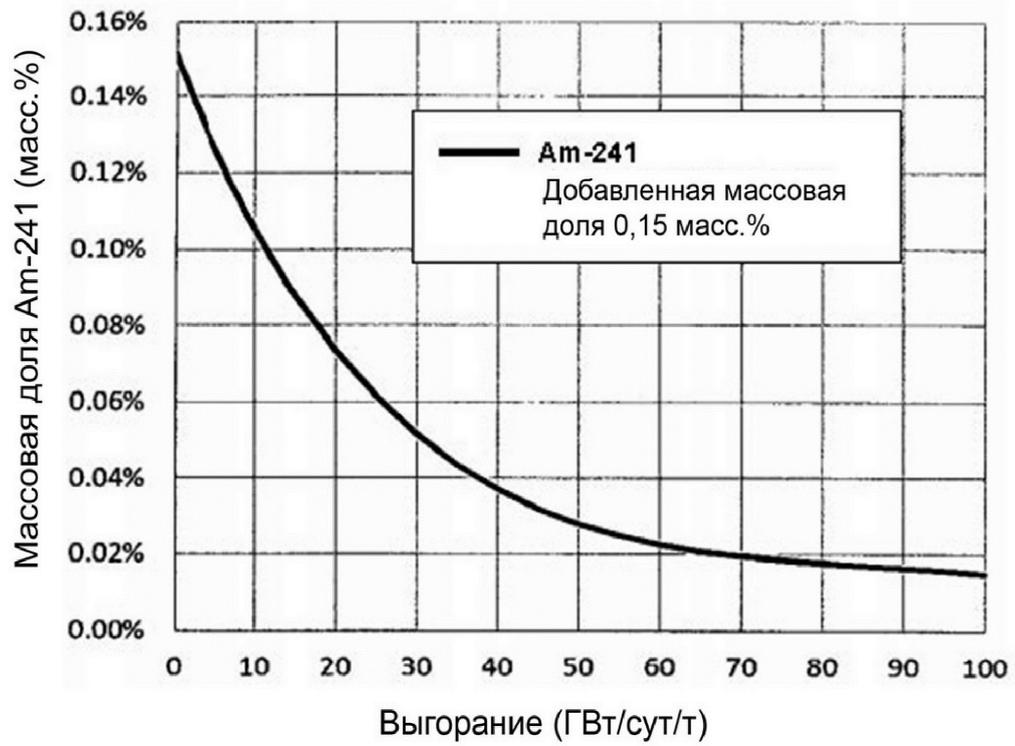
Фиг. 6

7/22



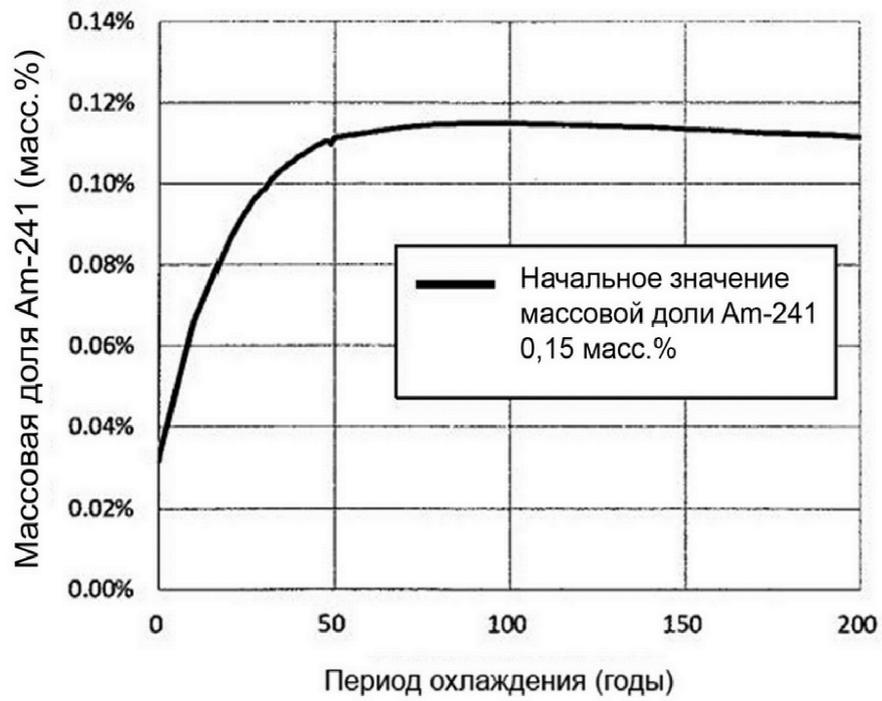
Фиг. 7

8/22



Фиг. 8

9/22



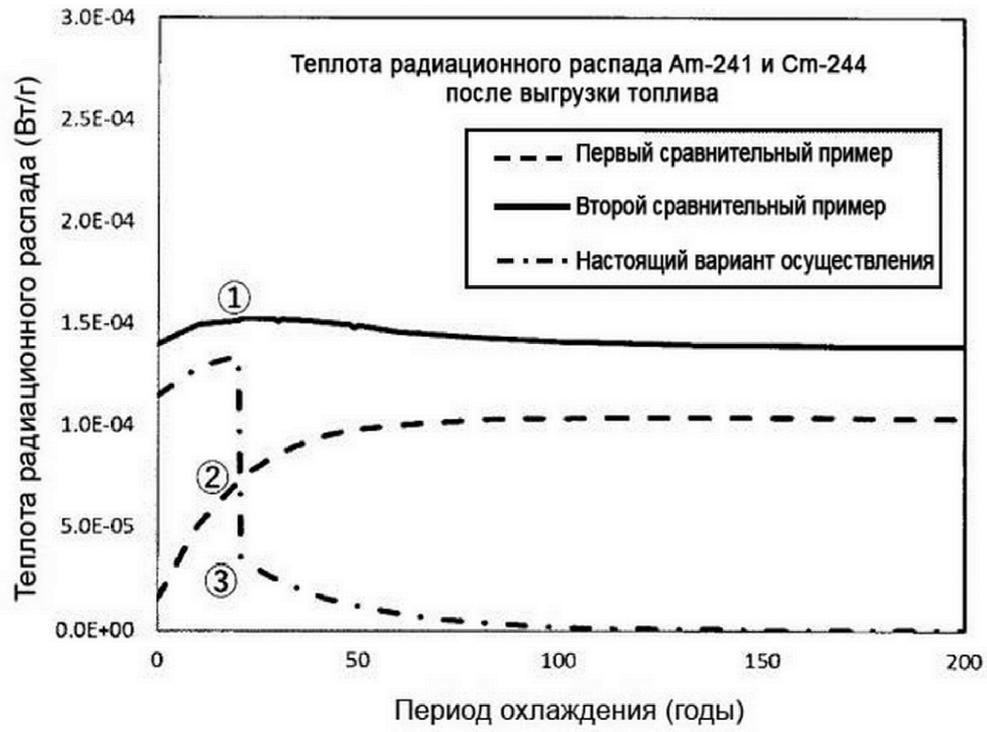
Фиг. 9

10/22

Проиллюстрированный номер-обозначение	Обогащение U-235, добавление или недобавление Am-241 и удаление или неудаление Am после переработки	Теплота радиационного распада по окончании переработки через 40 лет после выгрузки отработавшего топлива (Вт/г)			
		Компонент Am-241	Компонент Cm-244	Сумма Am-241 и Cm-244	Общая относительная величина
①	He FORSETI ( <sup>241</sup> Am не добавлен)	1.2E-04	2.90E-05	1.49E-04	100%
②	FORSETI ( <sup>241</sup> Am не добавлен)	9.03E-05	2.02E-06	9.23E-05	62%
③	FORSETI (добавлен <sup>241</sup> Am 0,15 масс.%)	0	1.62E-05	1.62E-05	11%

Фиг. 10

11/22



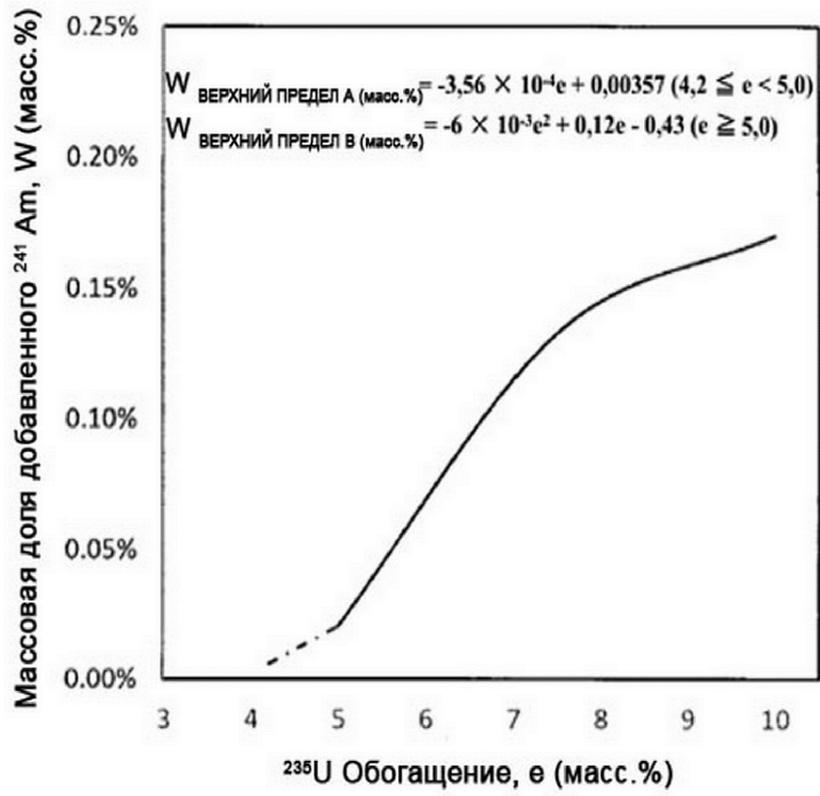
Фиг. 11

12/22

Проиллюстрированный номер-обозначение	Обогащение U-235, добавление или недобавление Am-241 и удаление или неудаление Am после переработки	Теплота радиационного распада по окончании переработки 20 лет спустя после выгрузки отработавшего топлива (Вт/г)	
		Сумма Am-241 и Cm-244	Общая относительная величина
①	Второй сравнительный пример	1.52E-04	100%
②	Первый сравнительный пример	7.17E-05	47%
③	Настоящий вариант осуществления изобретения	3.49E-05	23%

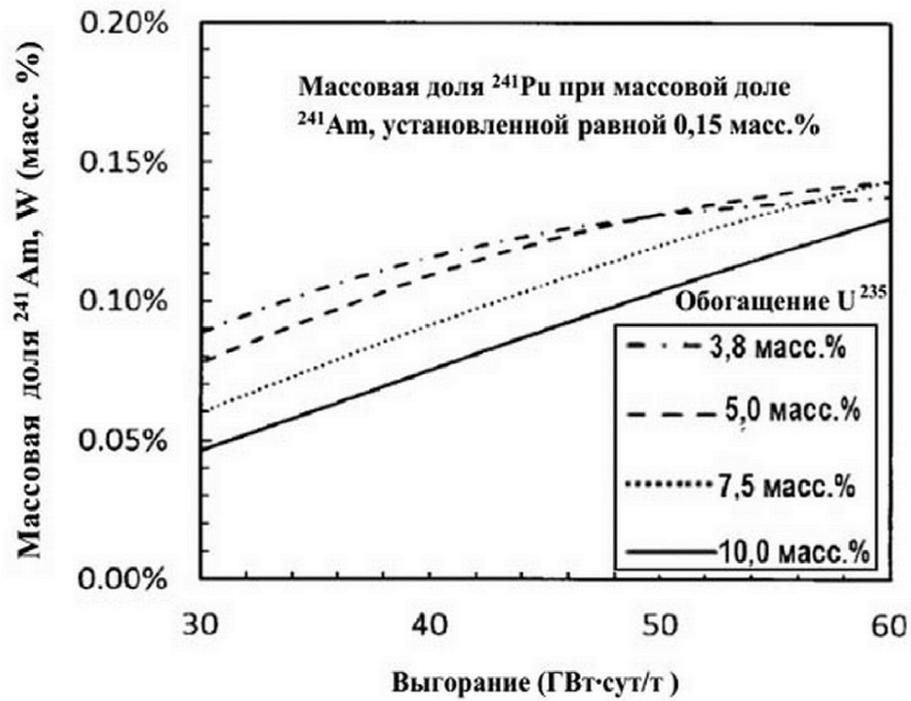
Фиг. 12

13/22



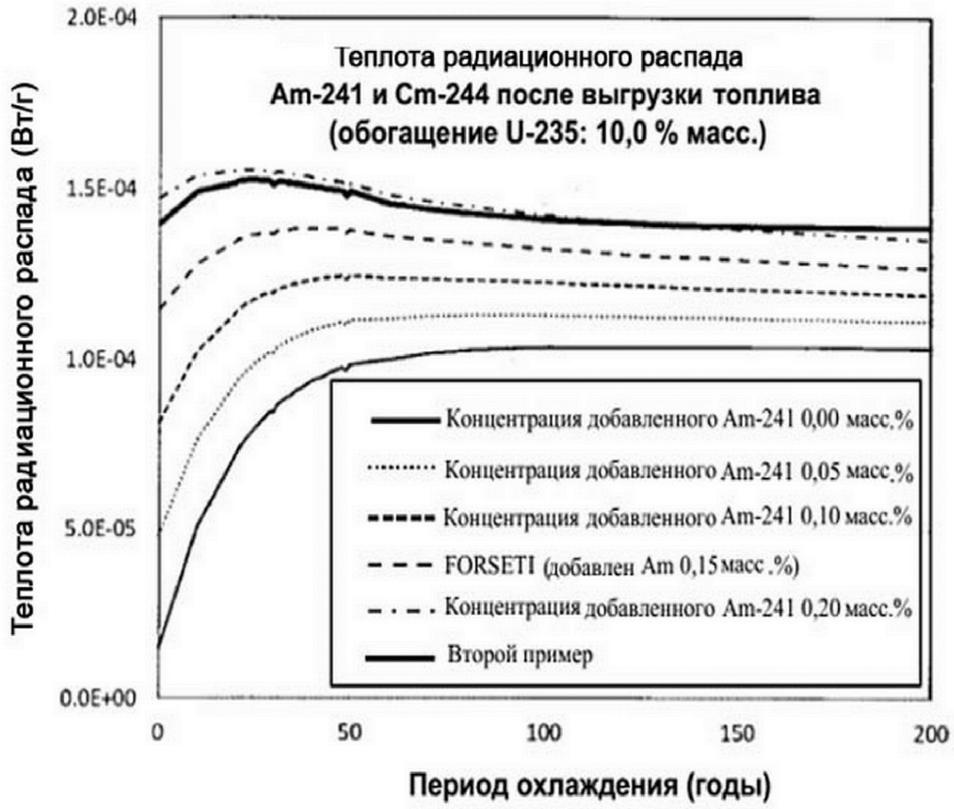
Фиг. 13

14/22



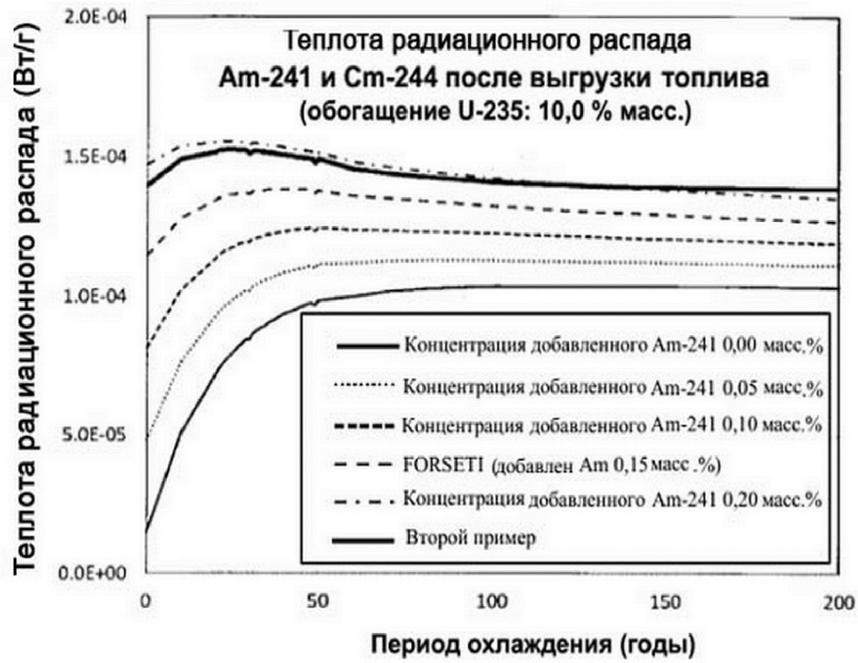
ФИГ. 14

15/22



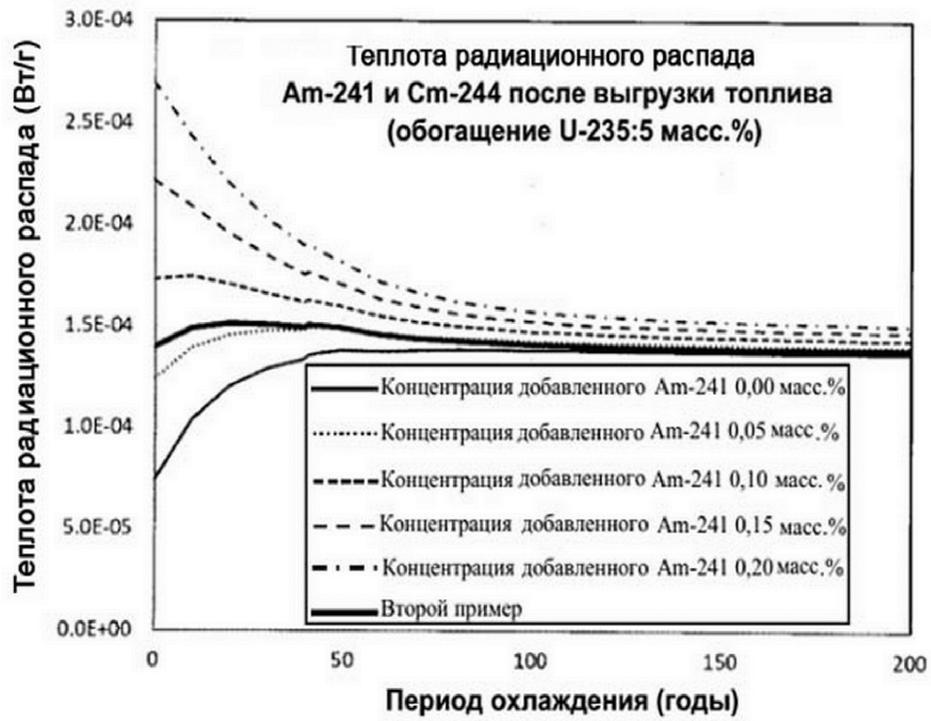
Фиг. 15

16/22



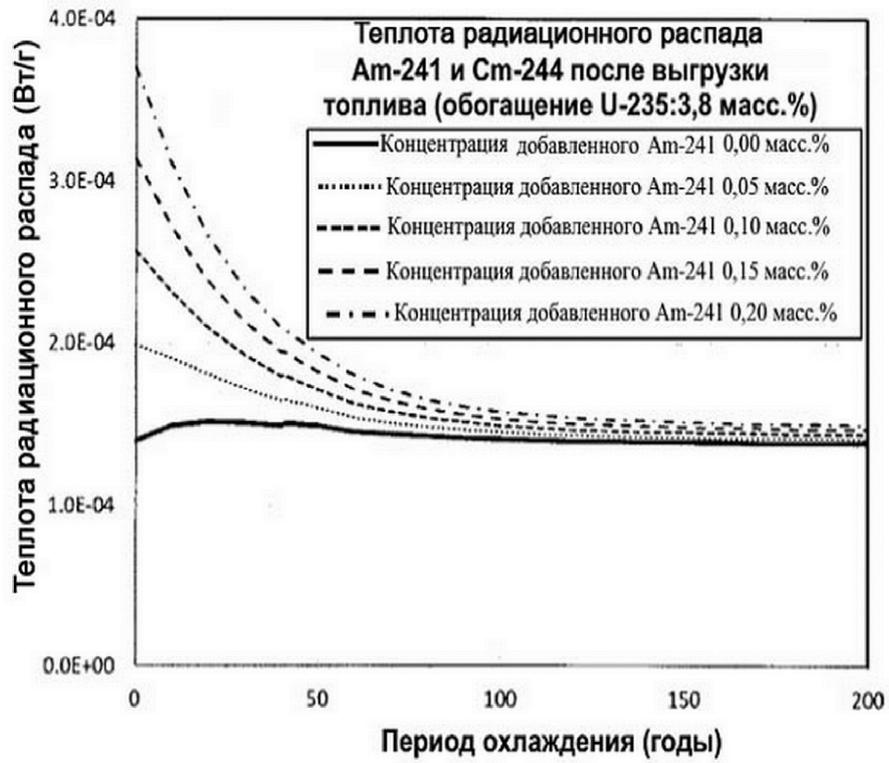
Фиг. 16

17/22



Фиг. 17

18/22



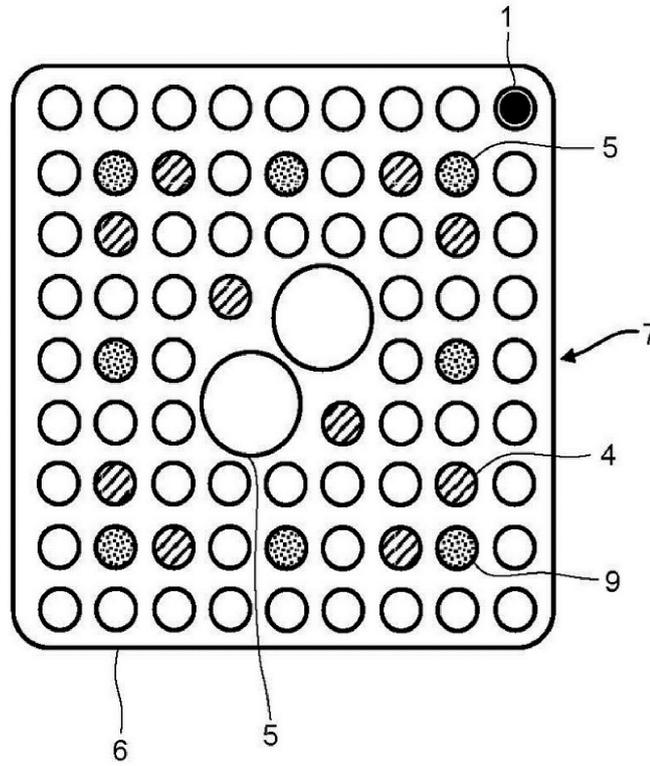
Фиг. 18

19/22

Обогащение U-235 (масс.%)	Значения верхнего предела концентрации добавляемого Am-241 (масс.%)	Значения нижнего предела концентрации добавляемого Am-241 (масс.%)
4.2	0.006	0.00497
5,0	0.020	0.00525
7.5	0.135	0.00556
10.0	0.175	0.00500

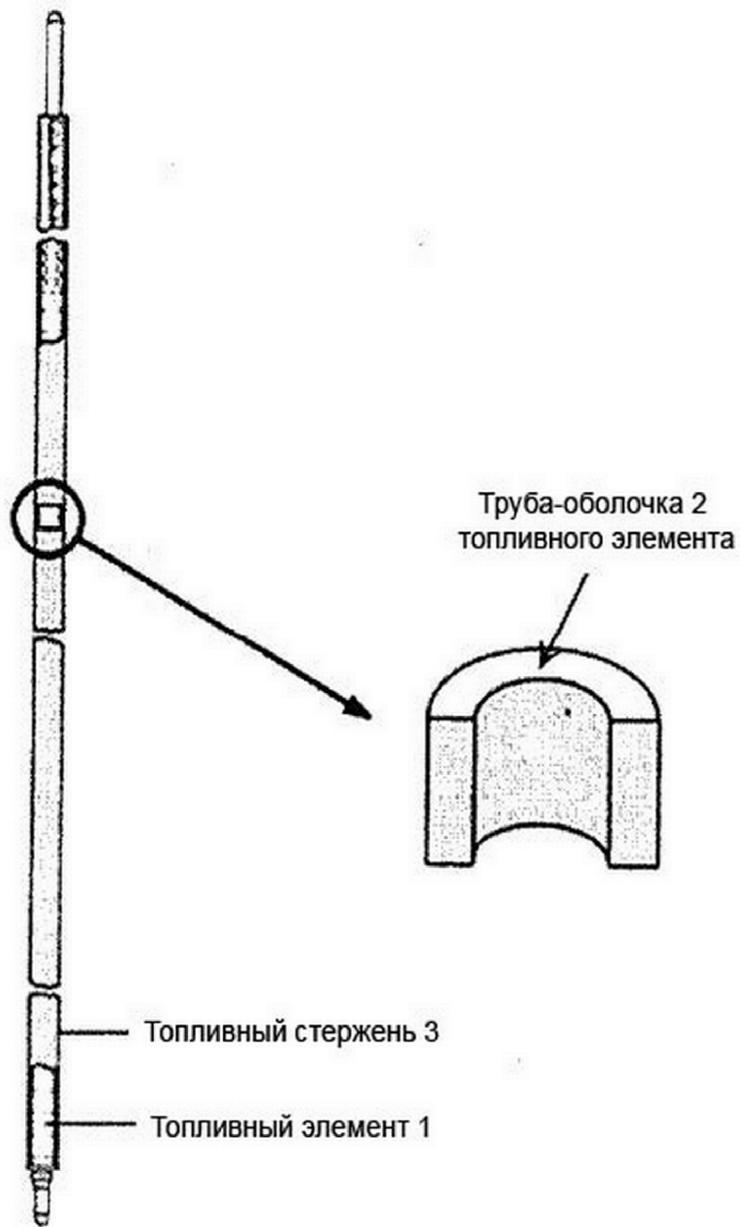
Фиг. 19

20/22



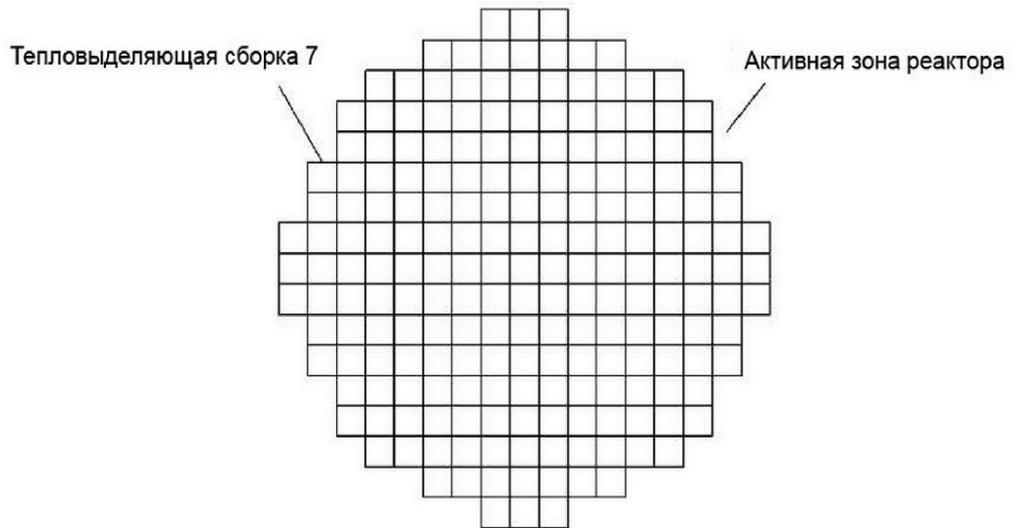
Фиг. 20

21/22



Фиг. 21

22/22



Фиг. 22