

Тематична виставка з нагоди 25-ої річниці
аварії на Чорнобильській АЕС

"Ядерна безпека. Екологічний захист."



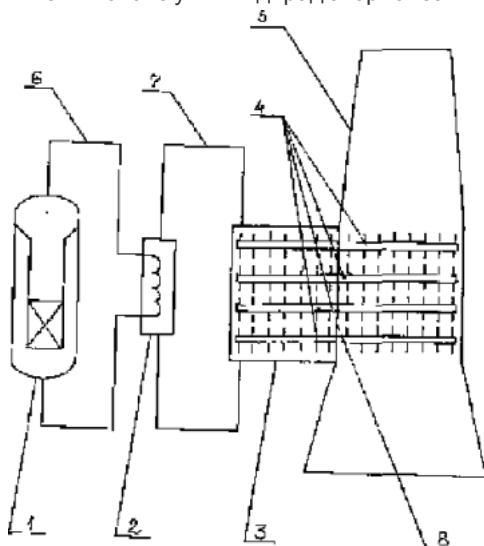
Патенти України

Патент України № 1366
МПК (2006)
G21C 15/18
G21C 15/00

СИСТЕМА ПАСИВНОГО АВАРІЙНОГО ТЕПЛОВІДВЕДЕННЯ ВІД ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Корисна модель відноситься до галузі енергетики і може бути використана в якості системи аварійного охолодження ядерного реактора, в тому числі в умовах повного знеструмлення станції.

Система пасивного аварійного тепловідведення від ядерного реактора, що містить корпус реактора, теплообмінник аварійного тепловідведення, повітряний конденсатор, трубопроводи між ними, яка відрізняється тим, що повітряний конденсатор виконано в вигляді двох камер, першу з яких, де встановлено випарувальні ділянки пакета споряджених ребрами теплових труб, з'єднано з теплообмінником аварійного тепловідведення, а друга, в яку через розділяючу стінку виведено конденсаційні ділянки пакета теплових труб і яка виконана в вигляді радіаторної башти, з'єднана з повітряним басейном навколишнього середовища.



Фіг.

Патент України № 1375 U
МПК (2006)
G21C 15/18
G21C 15/00

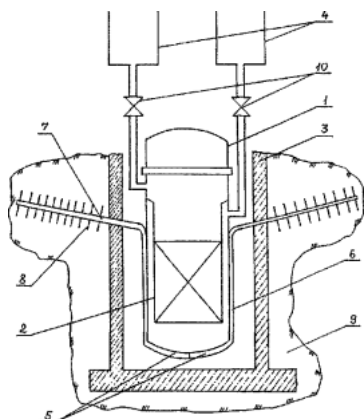
СИСТЕМА ПАСИВНОГО АВАРІЙНОГО ОХОЛОДЖЕННЯ КОРПУСА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Корисна модель відноситься до галузі енергетики і може бути використана при розробці пасивної системи аварійного охолодження корпусу ядерного реактора, роботоздатної в тому числі і в умовах повного знеструмлення станції, тобто при відмові систем енергопостачання, включаючи відмову дизель-генераторів.

Система пасивного аварійного охолодження корпусу ядерного реактора, що містить корпус реактора з активною зоною і бетоном біологічного захисту та гідроаккумулятори, яка відрізняється тим, що корпус

реактора із зовнішньої сторони оснащено пакетом теплових труб, в іпаровувальні ділянки яких охоплюють дно та бокову поверхню корпусу реактора до рівня, не нижче верхнього рівня розташування активної зони, а конденсаційні їх ділянки виведено крізь герметичне ущільнення в бетоні біологічного захисту в ґрунт.

Система пасивного аварійного охолодження корпусу ядерного реактора за п. 1, яка відрізняється тим, що конденсаційні ділянки теплових труб оснащено ребрами.



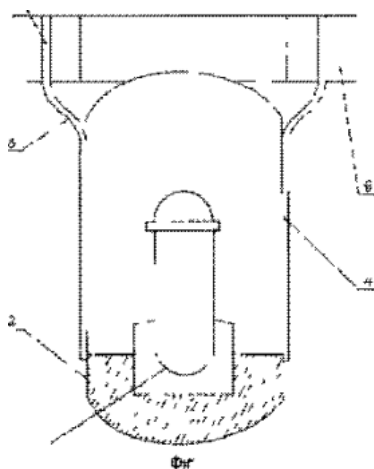
G21C 15/00

Патент України № 1464
МПК (2006)
G21C 15/18

ПАСИВНА СИСТЕМА ОХОЛОДЖЕННЯ ЗАХИСНОЇ ОБОЛОНКИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Корисна модель відноситься до галузі енергетики і може бути використана при розробці елементів третього бар'єру безпеки атомних електричних станцій.

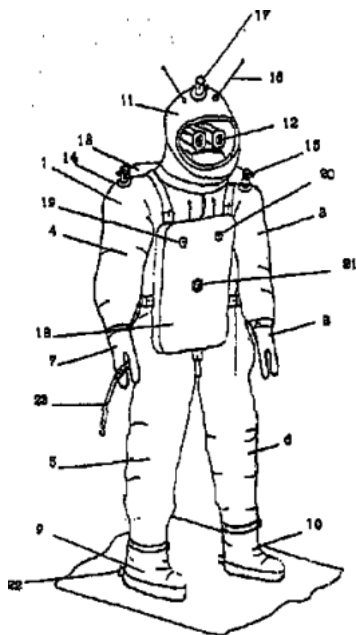
Пасивна система охолодження захисної оболонки ядерного реактора включає ядерний реактор, корпус захисної оболонки, пасивні елементи. Пасивні елементи виконані як блок теплових труб, в іпаровувальні ділянки яких вмонтовані в корпус захисної оболонки, а конденсаційні ділянки під'єднані до блока радіаторів, розміщеного в навколишньому середовищі. Забезпечує ефективність, пасивність, довготривалий режим роботи



Патент України № 1728
МПК (2006)
G21F 9/00

ТЕЛЕОПЕРАТОР

Корисна модель належить до промислових робіт та маніпуляторів антропоморфного типу, здатна працювати у радіаційному середовищі тривалий час як на поверхні так і під водою, замінюючи людину без переробки середовища робочого місця. Телеоператор, що містить опорний каркас із модульних слідкуючих гідроприводів з мікропроцесорним керуванням у гідроскафандрі, маніпулятори рук і ніг, ранцеву гідростанцію, центральний комп'ютер програмного керування та системи гідростабілізації, суверізорного керування, який відрізняється тим, що його системи керування мають радіаційностійкі мікросхеми, наприклад, арсенід-галієвої технології, багат шарові екрани захисту із композитних матеріалів і борованої гідрорідини, розгалужену систему сенсорів порогової дози опромінення, а також камеру термообробки та дезактивації.



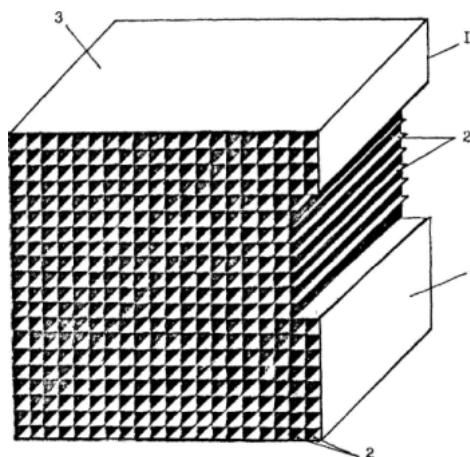
Патент України № 1904
МПК (2006)
B01D 39/20

ФІЛЬТРУЮЧИЙ МАТЕРІАЛ ДЛЯ ОЧИЩЕННЯ ВОДИ

Фильтрующий материал для очистки воды от примесей на основе неорганического гидростойкого вещества, **отличающийся** тем, что он содержит пористое формованное вещество сотовой структуры со сквозной пустотностью не менее 50 %, имеющее на поверхности гидроксогруппы.

Фильтрующий материал по п. 1, **отличающийся** тем, что он содержит вещество, выбранное из группы: нитриды титана или кремния, алюмосиликаты, силикаты, кордиерит, металлы и их сплавы, карбиды металлов.

Отличительной особенностью предлагаемого материала является то, что использование неорганического пористого вещества, выбранного из вышеуказанной группы и сформованного в виде сотовой структуры с „определённой сквозной пустотностью, обеспечивает при контакте его с водой появление на поверхности фильтрующего материала свободных гидроксогрупп, которые оказывают коагулирующее воздействие на содержащиеся в воде примеси, что обеспечивает высокую степень очистки. Предлагаемая же структура материала позволяет скоагулированным примесям беспрепятственно проникать через него и оседать в виде отделяемого осадка. Высокая пропускная способность материала и, следовательно, большой ресурс работы обеспечивается тем, что скоагулированные примеси не забивают поры материала и его сквозная пустотность остается неизменной в течение всего периода эксплуатации. Указанные свойства заявленного материала позволяют использовать его в качестве основы для нанесения различных видов селективных покрытий, таких как металлические, оксидные, углеродные и др., что в свою очередь позволит использовать его для очистки различных видов примесей, содержащихся в воде. К ним относятся различные взвеси, **тяжелые металлы**, **радионуклиды**, органические соединения.



Патент України № 3327
МПК (2006)
G01T 1/17 (2007.01)

ПРИСТРІЙ ДЛЯ ПЕРЕДАВАННЯ ЗАРЕЄСТРОВАНОЇ ПОТУЖНОСТІ ЕКСПОЗИЦІЙНОЇ ДОЗИ

Устройство по передачи зарегистрированной мощности экспозиционной дозы, содержащее последовательно соединенные детектор излучения, блок интегратора с компаратором, модулятор, генератор несущей частоты, выходной каскад передающую антенну, тем, что выход блока интегратора с компаратором подключен ко входам электропитания генератора несущей частоты и выходного каскада. Данное устройство обладает следующими преимуществами:

- повышается надежность регистрации в высоких радиационных полях, поскольку отсутствуют батареи электропитания, которые подвержены влиянию радиационных полей;
- обеспечивается **безопасность персонала**, так как для получения достоверной информации нет необходимости подвергать влиянию радиационных полей;
- снижаются энергозатраты;
- срок службы устройства удлинится, поскольку его питание зависит только от наличия ионизирующего излучения и ограничен ресурсом радиоэлементов.



Фиг. 1

Патент України № 7161 А
МПК (2006)
G01T 1/00

СПОСІБ ВИЗНАЧЕННЯ РІЧНОЇ ІНДИВІДУАЛЬНОЇ ДОЗИ ЗОВНІШНЬОГО ГАМА-ОПРОМІНЕННЯ ТА ПРИСТРІЙ ДЛЯ ЙОГО ЗДІЙСНЕННЯ

Изобретение может быть использовано в здравоохранении для выработки концепций и рекомендаций для населения и профессионалов по организации целесообразного поведения в местах с повышенной плотностью радиационного загрязнения, в том числе и для лиц, проживающих и работающих в районах жесткого радиационного контроля. Изобретение также может быть использовано для получения более объективной информации о состоянии организма отдельного человека или групп людей в целях диагностики и прогнозирования.

Способ определения годовой индивидуальной дозы внешнего гамма-облучения, заключающийся в том, что измеряют мощность экспозиционной дозы в месте проживания человека и определяют по результатам измерения индивидуальную годовую дозу внешнего гамма-облучения

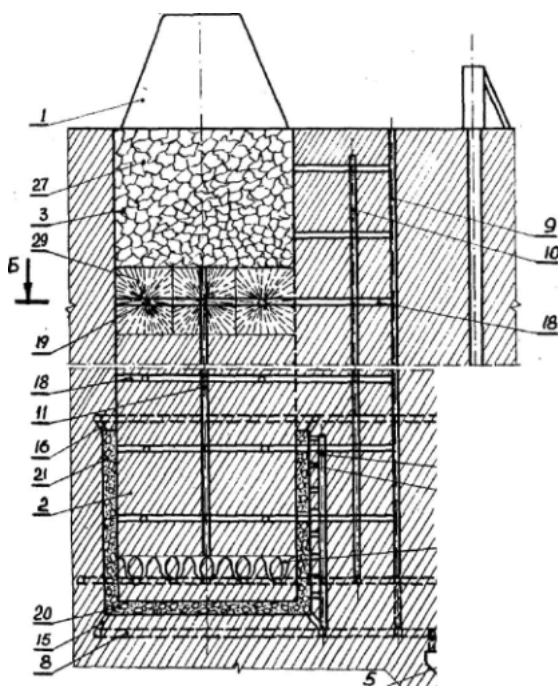
Устройство для определения годовой индивидуальной дозы внешнего гамма-облучения, содержащее узел ввода информации о внешнем ионизирующем гамма-излучении, блок обработки входной информации о внешнем ионизирующем гамма-излучении и индикатор.

Патент України № 9547 А

МПК (2006)
G21F 9/04

СПОСІБ ПОХОВАННЯ ЕКОЛОГІЧНО НЕБЕЗПЕЧНИХ ОБ'ЄКТІВ

Изобретение относится к области захоронения экологически опасных и особо опасных объектов и может использоваться при сооружении крупных инженерных объектов в горном деле и подземном строительстве. Способ захоронения экологически опасных объектов, включающий проходку вертикального ствола на безопасном от объекта расстоянии и горизонтальных выработок от ствола до хранилища этого объекта, создание выше горизонтальных выработок и соосно с объектом подземного хранилища превышающего поперечные размеры объекта, закрепление хранилища обделкой, внутри которой расположен теплообменник, опускание в хранилище экологически опасного объекта, заполнение сыпучим материалом хранилища после установки объекта на его основание, отличающийся тем, что подземное хранилище создают в нетронутом горном массиве первоначально без разрушения целика и пределах емкости хранилища путем последовательного образования сплошного днища и стен хранилища из бетона или железобетона, при этом сплошное днище образуют по всей площади хранилища путем поочередной проходки горизонтальных параллельных выработок в нем в несколько очередей в зависимости от несущей способности горного массива с оставлением между выработками ленточных целиков, затем осуществляют заполнение выработок первой очереди бетоном, проходку выработок второй очереди по целикам после затвердения бетона в выработках первой очереди, заполнение их бетоном и продолжение этого процесса осуществляют до образования сплошного днища, при этом одновременно в нем производят монтаж гидроизоляционной облицовки коррозионностойким листовым материалом и тампонируют горный массив под ним или без такового, обеспечивающим совместно с образованным бетонным днищем или одним днищем защиту прилегающего горного массива от, например, проникающего излучения или миграции вод, а стены хранилища образуют послойным разрушением горного массива буровзрывным способом по всему периметру хранилища в направлении снизу вверх до достижения заданной высоты хранилища с магазинированием и лишь с частичным выпуском разрушенной горной породы перед разрушением каждого очередного слоя для создания условий производства работ по разрушению горного массива очередного слоя, монтажу элементов теплообменника и гидроизоляционной облицовки из коррозионно стойких соответственно труб и листового материала и тампонируют окружающего горного массива или без него, аналогично указанной защите днища, после чего производят полный выпуск разрушенной горной породы из таким способом образованной полости стен и заполнения ее бетоном или железобетоном, после этого сооружают систему выпускных отверстий по всей площади хранилища над его днищем, затем производят разрушение горного массива буровзрывным или механическим способом горизонтальными слоями в пределах таким образом создаваемой по трассе опускания объекта вертикальной шахты в направлении сверху до основания объекта вниз до уровня выпускных отверстий в хранилище, где форма и площадь поперечного сечения шахты соответствуют этим параметрам хранилища, при этом разрушенную горную породу магазинируют в шахте и производят лишь частичный ее выпуск для создания компенсационного пространства перед разрушением массива в очередном слое или его части, затем осуществляют полный равномерный площадный и регулируемый выпуск разрушенной горной породы через систему выпускных отверстий над днищем хранилища и выдачу ее по горизонтальным выработкам и вертикальному стволу на поверхность при одновременном плавном опускании объекта в хранилище, контролируемом одним из известных способов, исключаям перекося или заклинивание объекта в шахте, после чего хранилище заполняют сыпучим материалом в виде песка или щебня, верхнюю часть хранилища от его верхней кромки до объекта заполняют бетоном, а свободную часть шахты от хранилища до уровня земной поверхности заполняют разрушенной горной породой.



Патент України № 10417 А
МПК (2006)
G21C 9/00

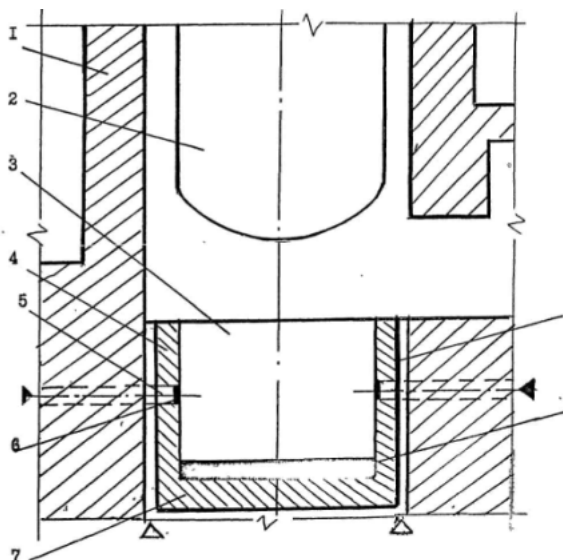
ПАСТКА АКТИВНОЇ ЗОНИ РЕАКТОРА

Изобретение относится к области ядерной техники, в частности к устройствам для улавливания расплавленных тепловыделяющих элементов и конструкций активной зоны при разрушении реактора. Ловушка активной зоны ядерного реактора, содержащая днище, стены, покрытие днища и систему отвода тепла, отличающаяся тем, что днище и стены ловушки выполнены из высокотемпературных полимеров, покрытие днища выполнено из полимерных материалов, обладающих способностью карбонизироваться при высоких температурах и имеющих температуру кипения меньшую, чем у расплава активной зоны, а система отвода тепла выполнена в виде отверстий в стенах для подвода боросодержащей воды, оснащенных легкоплавкими вставками.

Ловушка по п.1, отличающаяся тем, что днище и стены выполнены из высокотемпературных полиимидов.

Ловушка по п.1, отличающаяся тем, что покрытие днища выполнено из полиакрилонитрила.

Ловушка по п.1-3, отличающаяся тем, что днище и стены размещены в специальном корпусе, изготовленном из охлаждаемого воздухом жаропрочного материала.



Патент України № 11090
МПК (2006)
G21C 9/00

ПРИСТРІЙ ДЛЯ СКІДУ ТИСКУ В АТОМНІЙ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ

1. Устройство для сброса давления в атомной электростанции с предохранительной оболочкой, содержащее выпускное отверстие и присоединенные к нему фильтр и дымовую трубу, отличающееся тем, что фильтр расположен непосредственно за предохранительной оболочкой, между фильтром и дымовой трубой расположено устройство дросселирования, а между устройством дросселирования и дымовой трубой расположена предохранительная мембрана.

2. Устройство по п. 1, отличающееся тем, что дополнительно содержит скруббер, причем фильтр и скруббер расположены в общем резервуаре, а скруббер выполнен в виде скруббера Вентури и расположен под фильтром.

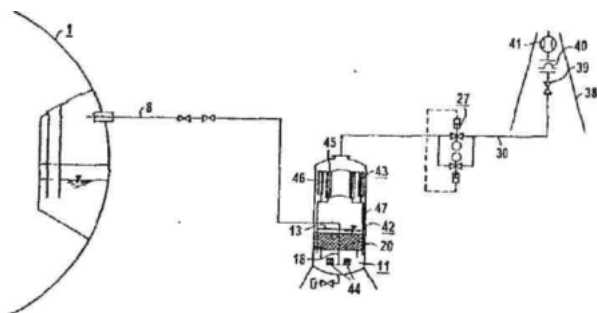
3. Устройство по п.2, отличающееся тем, что промывочная жидкость скруббера содержит щелочные вещества.

4. Устройство по п.2, отличающееся тем, что в нижней части резервуара звездообразно расположены несколько скрубберов Вентури.

5. Устройство по пп.2-4, отличающееся тем, что скрубберы Вентури имеют отношение высоты (Н) к ширине горловины (К), равное $H/K < 10$.

6. Устройство по п.5, отличающееся тем, что скрубберы Вентури имеют отношение высоты (Н) к ширине горловины (К), равное $H/K=10$.

7. Устройство по п.5, отличающееся тем, что скрубберы Вентури имеют максимальную высоту (Н), равную $H = 100$ см.
8. Устройство по пп.5 или 6, отличающееся тем, что скрубберы Вентури имеют максимальную ширину горловины (К), равную $K = 5$ см.
9. Устройство по п.8, отличающееся тем, что скрубберы Вентури имеют ширину горловины (К) равную $K = 3$ см.
10. Устройство по пп.2-7, отличающееся тем, что в промывочной жидкости над скрубберами Вентури расположен отражательный сепаратор.
11. Устройство по пп.2-8, отличающееся тем, что резервуар соединен термосифонным трубопроводом с внутренним объемом предохранительной оболочки и выполнен с возможностью обогрева через этот трубопровод



Патент України № 12317
 МПК (2006)
 H01J 47/00
 G01T 1/185 (2007.01)

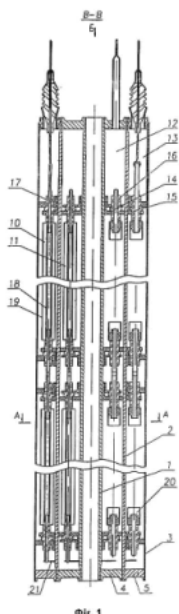
ИОНИЗАЦИОННАЯ КАМЕРА СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ТА ЗАЩИТЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

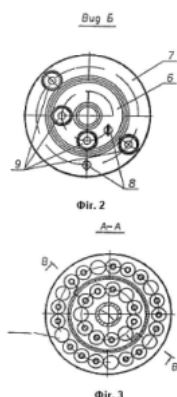
Галузь техніки, до якої відноситься корисна модель - реєстрація ядерного випромінювання, переважно реєстрація нейтронів у системах керування і захисту ядерних реакторів (СКЗ).

Іонізаційна камера (ІК) для системи керування та захисту ядерного реактора, з електродними системами у корпусі, який має один або декілька герметичних об'ємів звідкачувальними трубами і електричними виводами від кожного електрода електродних систем, яка відрізняється тим, що корпус іонізаційної камери утворений коаксіальними трубами, з'єднаними по торцях кільцевими фланцями, в які встановлені відкачувальні трубки і електричні виводи, а електродні системи розміщені у просторі між трубами корпусу.

Іонізаційна камера за п. 1, яка відрізняється тим, що принаймні одна електронна система встановлена на ізоляторах між кільцевими платами, закріпленими на зовнішній поверхні однієї із внутрішніх труб корпусу.

Іонізаційна камера за п. 1, яка відрізняється тим, що електродна система утворена набором парних коаксіальних циліндрів, при цьому всі зовнішні циліндри набору електрично і механічно з'єднані один з одним і утворюють електрод, встановлений на ізоляторах кільцевих плат, що знаходиться під потенціалом, близьким до потенціалу корпусу ІК, а внутрішній циліндр кожної пари встановлений на ізоляторах кільцевих плат незалежно як від внутрішніх циліндрів, так і від зовнішніх циліндрів, причому внутрішні циліндри можуть бути електрично з'єднані в один або декілька електродів, що знаходяться під потенціалом в ісокої напруги.





Патент України № 13767
МПК (2006)
G21F 9/12

СПОСІБ ОБРОБКИ РІДКИХ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ АЕС

Изобретение относится к области теплоэнергетики и касается вопросов утилизации жидких радиоактивных отходов (ЖРО) атомной электрической станции (АЭС).

1. Способ обработки жидких радиоактивных отходов АЭС, включающий сбор жидких радиоактивных отходов, концентрирование и их остекловывание, отличающийся тем, что жидкие радиоактивные отходы перед остекловыванием подвергают очистке от радионуклидов, причем очистку от радионуклидов ведут до суммарной радиоактивности не выше определенной из соотношения

$$A_c = \frac{N}{C}$$

где A_c - суммарная радиоактивность жидких радиоактивных отходов в пересчете на сухой остаток, $K_и/кг$
 N - норма радиационной безопасности, $K_и/кг$,

C - степень наполнения стекломассы сухим остатком жидких радиоактивных отходов (массовые доли), выбранная в интервале 0,1-0,5.

2. Способ по п. 1, отличающийся тем, что продукт остекловывания жидких радиоактивных отходов дополнительно подвергают формованию.

3. Способ по пп. 1 или 2, отличающийся тем, что очистку жидких радиоактивных отходов от радионуклидов проводят перед концентрированием жидких радиоактивных отходов.

4. Способ по пп. 1 или 2, отличающийся тем, что очистку жидких радиоактивных отходов от радионуклидов проводят после концентрирования жидких радиоактивных отходов.

5. Способ по пп. 1 или 2, или 3, или 4, отличающийся тем, что продукт остекловывания сухого остатка жидких радиоактивных отходов перед формованием подвергают гранулированию.

Патент України № 14220
МПК (2006)
C02F 1/28
C02F 1/42
G21F 9/12

СПОСІБ ОЧИСТКИ ПРИРОДНОЇ ТА ТЕХНОГЕННОЇ ВОДИ ВІД МІКРОКОНЦЕНТРАЦІЙ УРАНУ ТА ІНШИХ МІКРОЕЛЕМЕНТІВ

Корисна модель відноситься до галузі хімії, а саме до очистки природних та техногенних вод від мікроелементів урану та інших шкідливих для здоров'я людини елементів.

Спосіб очистки природної та техногенної води від мікроконцентрацій урану та інших мікроелементів, що ґрунтується на застосуванні термостійкого сорбенту, який відрізняється тим, що воду фільтрують в сорбційних колонках, наповнених сорбентом, який містить суміш діоксиду церію CeO_2 та діоксиду кремнію SiO_2 , при цьому розмір гранул сорбенту становить 0,5-1,0 мм, а швидкість фільтрування – 20 $дм^3/доб$.

Патент України № 15417 А
 МПК (2006)
 G01T 7/00
 G01B 3/00

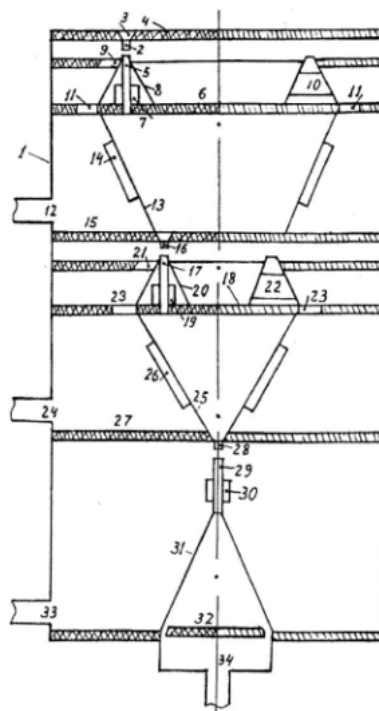
ПРИСТРІЙ ДЛЯ ВИДІЛЕННЯ АЛЬФА-АКТИВНОГО АЕРОЗОЛЮ ТЕХНОГЕННОГО ПОХОДЖЕННЯ ІЗ ПОВІТРЯНОГО СЕРЕДОВИЩА

Изобретение относится к области измерительной техники и может быть использовано для экспрессного определения объемной активности долгоживущих альфа-активных аэрозолей техногенного происхождения (ДЖАТП) в воздухе рабочих помещений как для целей оперативного контроля радиационной обстановки, так и для точного расчета поступления ДЖАТП в организм персонала АЭС и предприятий ядерного технологического цикла.

Устройство для выделения альфа-активного аэрозоля техногенного происхождения из воздушной среды, включающее многокаскадный набор сопел, через который пропускается в воздушная среда, соединительные камеры между каскадами, содержащие соосные с соплами отводящие трубки, через которые проходит обогащенная аэрозолем часть прокачиваемого воздуха и отверстия для отвода обедненной оставшейся части воздуха, отличающееся тем, что в устройство введены нагреватели отводящих трубок и разделительных камер, которые намотаны на их внешних поверхностях, электромагнитный вибратор, который соединен с корпусами сопел, отводящих трубок и разделительных камер, наборы отводящих трубок закрыты кольцевыми экранами в которых по обе стороны отводящих трубок расположены отверстия для отвода обедненной части воздуха, причем рабочие диаметры сопел связаны с линейной скоростью в воздухе соотношением

$$V_B \geq 22,5 D_c,$$

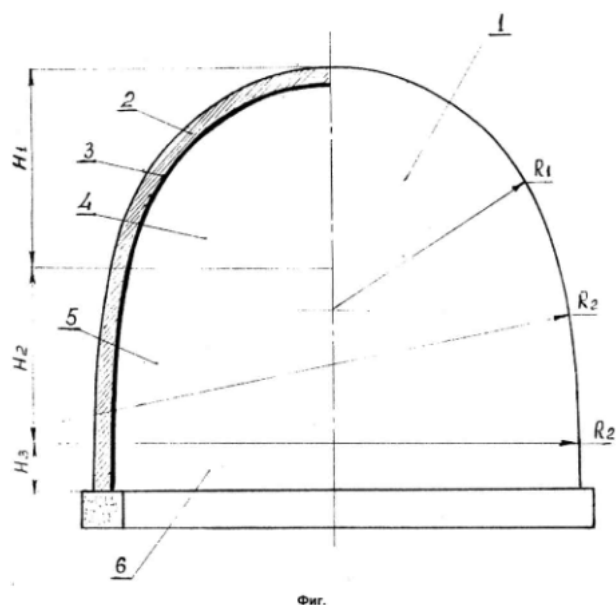
где V_B - скорость в воздухе в сопле (м/с);
 D_c - диаметр сопла (мм).



Патент України № 17581 А
 МПК (2006)
 G21C 13/00

ЗАХИСНА ОБОЛОНКА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Изобретение относится к ядерной технике, в частности к ядерным реакторам, а более конкретно - к защитным оболочкам для предотвращения загрязнения окружающей среды в случае утечки радиоактивного материала. Защитная оболочка ядерного реактора в виде купола, состоящего из соосно расположенных между собой наружного и внутреннего слоев с опорным цилиндрическим основанием, отличающаяся тем, что наружный и внутренний слои защитной оболочки выполнены соответственно из серебра и цинка, а свод купола образован сопрягаемыми между собой элементами, один из которых представляет собой шаровой сегмент, второй - шаровой пояс, сочлененные с опорным цилиндрическим основанием с соответствующим соотношением их высот (5,0 - 5,5) : (4,2 : 4,6) : 1, причем отношение высоты шарового сегмента к его радиусу равно 0,8 - 0,9, а отношение радиуса шарового пояса к радиусу шарового сегмента составляет 4,7 - 5,2. Защитная оболочка по п. 1, отличающаяся тем, что слой серебра имеет ширину 25мм. 3 Защитная оболочка по пп. 1 и 2, отличающаяся тем, что толщина цинкового слоя составляет не менее 3мм

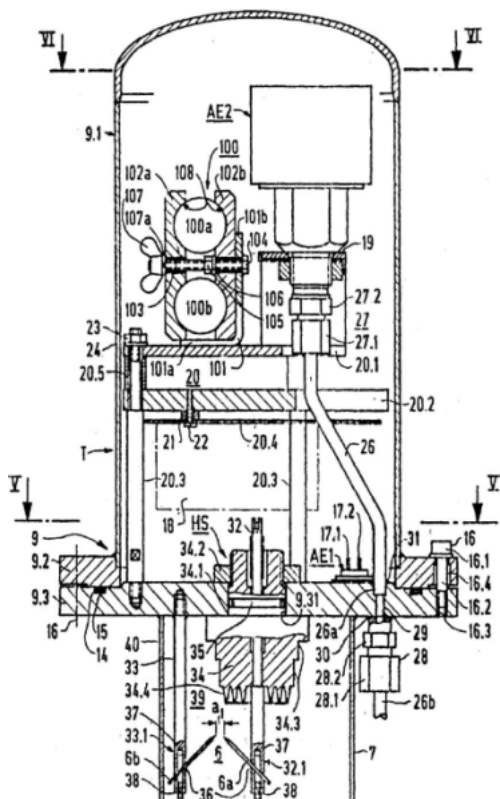


Патент України № 18631
МПК (2006)
F23Q 3/00
G21C 19/28

ПРИСТРІЙ ДЛЯ КОНТРОЛЬОВАНОГО СПАЛЮВАННЯ ПАЛЬНИХ ВОДНЕВО-ПОВІТРЯНИХ СУМІШЕЙ В ЯДЕРНІЙ УСТАНОВЦІ

Изобретение относится к устройствам, содержащим искровой запал, соединенный с преобразователем, и источник воспламенения для контролируемого сжигания водородно-воздушной смеси, входящей в состав газовой смеси ядерной установки, преимущественно в составе установки с ядерным реактором.

В момент или после тяжелых повреждений в безопасном резервуаре реактора легкой воды может образовываться горючая водородно-воздушная смесь. Если такая газовая смесь при высокой концентрации водорода нечаянно воспламенится, то безопасный резервуар реактора окажется под воздействием высоких нагрузок давления и температуры взрыва. Целенаправленное воспламенение в ранней стадии водородно-воздушной смеси при низкой концентрации водорода сводит к минимуму эти нагрузки и предотвращает разгерметизацию безопасного резервуара.

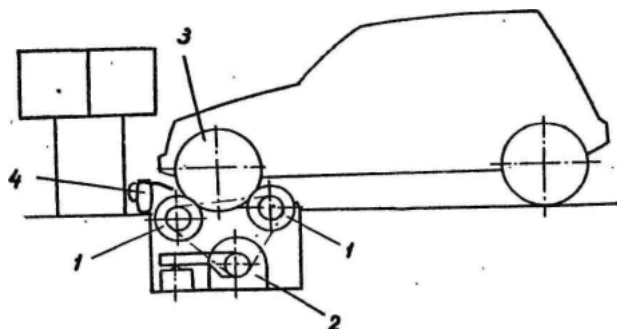


Патент України № 18950 А
МПК (2006)
G21F 9/28

СПОСІБ ДЕЗАКТИВАЦІЇ ПОКРИШОК АВТОТРАНСПОРТНИХ ЗАСОБІВ

Способ дезактивации покрышек автотранспортных средств, загрязненных радиоактивными частицами, включающий очистку, разрушение и удаление материала верхних загрязненных слоев протектора покрышки, отличающийся тем, что процесс очистки верхних загрязненных слоев осуществляют механически при принудительном прокручивании колес автотранспортного средства при помощи устройства с приводными роликами и качения колес по этим роликам в тормозном режиме, создавая тормозной системой тормозную силу на колесах, равную 15-60% от значения, при котором наступает полная блокировка колес на роликах данного устройства, а процесс разрушения и удаления материала верхних загрязненных слоев осуществляют таким же образом при создании тормозной силы на колесах, равной 60%-95% от значения, при котором наступает полная блокировка колес на роликах данного устройства.

Способ по п. 1, отличающийся тем, что процесс разрушения и удаления материала верхних загрязненных слоев проводят с подачей в зону контакта колеса с роликами дезактивирующего раствора.



Патент України № 22434 А
МПК (2006)
С22В 9/00

СПОСІБ ДЕЗАКТИВАЦІЇ ЦИЛІНДРИЧНИХ ЗАГОТОВОК, ПОВЕРХНЕВО ЗАБРУДНЕНИХ РАДІОНУКЛІДАМИ

Изобретение относится к области ядерной техники и может быть использовано при утилизации отходов металла с наличием радиоактивного загрязнения.
Способ дезактивации цилиндрических заготовок, поверхностно-загрязненных радионуклидами, включающий обработку химически-активными шлаками, отличающийся тем, что заготовку с предварительно нанесенным слоем активного шлака последовательно подвергают зонному нагреву до температуры плавления шлака, причем заготовку располагают вертикально и начинают нагревать с верхней части, перемещая источник нагрева вниз по мере плавления шлака, который собирают в емкость, расположенную под заготовкой

Патент України № 23285
МПК (2006)
G21F 9/30

СПОСІБ ОБРОБКИ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ БІОЛОГІЧНОГО ОЧИЩЕННЯ ВОДИ

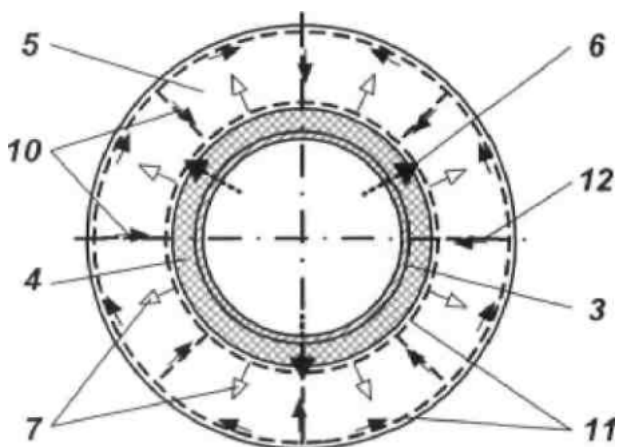
Спосіб належить до обробки матеріалів з радіактивним зараженням, зокрема до обробки твердих радіоактивних відходів (РАВ) прожарюванням, і може бути використаний для переробки РАВ біологічного очищення води.

Спосіб обробки радіоактивних відходів біологічного очищення води, що включає спалювання відходів, який відрізняється тим, що попередньо відходи змішують з клиноптилолітом при масовому співвідношенні 1:(3,5-4,5) за сухою речовиною, суміш формують у вигляді матриць і останні випалюють на першому етапі - при температурі 350-450°C протягом 0,75-1,25 год., на другому етапі - при температурі 800-900°C протягом 0,5-1,0 год.

Патент України № 23401
МПК (2006)
G21C 15/00

СПОСІБ ПАСИВНОГО ТЕПЛОВОГО ЗАХИСТУ ГЕРМОБОЛОНОК РЕАКТОРНИХ ВІДДІЛЕНЬ АЕС

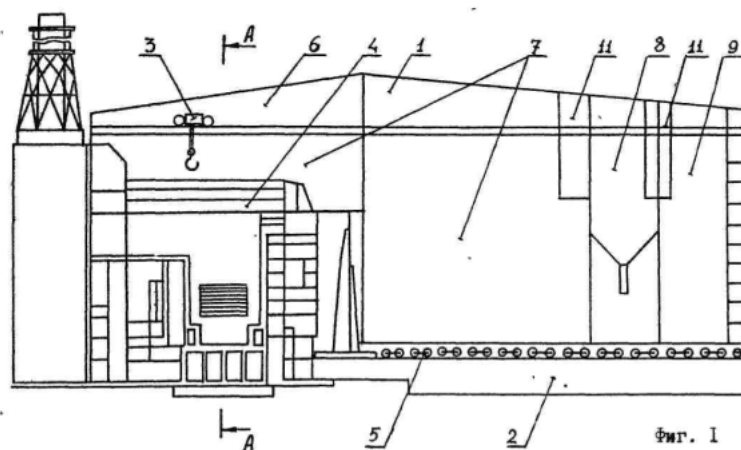
Корисна модель належить до ядерної енергетики, конкретно, до способів теплового захисту залізобетонних конструкцій гермооболонки реакторних відділень атомних електростанцій (АЕС). Спосіб пасивного теплового захисту гермооболонки реакторних відділень АЕС, заснований на відведенні тепловиділень від гарячого трубопроводу другого контуру за рахунок циркуляції повітря в гермопроходці через кільцевий зазор між теплоізоляцією гарячого трубопроводу й залізобетонною стіною, який відрізняється тим, що тепловий захист від перегріву залізобетонної стіни здійснюють пасивним відведенням тепловиділень від гарячого трубопроводу за рахунок перенесення прихованої теплоти паротворення проміжного теплоносія двофазного термосифона і забезпечують відведення теплового потоку кінцевому поглиначу - атмосферному повітрю, при цьому випарником двофазного термосифона сприймають тепловий потік від зовнішньої теплоізоляції гарячого трубопроводу, а конденсатором відводять теплоту кінцевому поглиначу, за який використовують атмосферне повітря, рух якого відбувається за рахунок природної тяги в каналі охолодження, що розміщують зовні гермооболонки.



Патент України № 23775
МПК (2006)
E04B 1/343
E04B 1/38

СПОРУДА ДЛЯ ПЕРЕТВОРЮВАННЯ АВАРІЙНОГО ЕНЕРГОБЛОКА АТОМНОЇ СТАНЦІЇ В ЕКОЛОГІЧНО БЕЗПЕЧНИЙ СТАН ТА СПОСІБ ЇЇ МОНТАЖУ

Изобретение относится к области строительства, а именно к конструкциям особого назначения и может быть использовано при ликвидации аварийных ситуаций на атомных электростанциях. Сооружение для преобразования аварийного энергоблока атомной станции в экологически безопасное состояние, включающее строительные металлоконструкции опирающиеся на фундамент, отличающееся тем, что оно содержит консоль, образующую с аварийным энергоблоком единый отсек - полость и функциональные отсеки, взаимосвязанные с отсеком - полостью. Способ монтажа сооружения для преобразования аварийного энергоблока атомной станции в экологически безопасное состояние, включающий изготовление и сборку сооружения по составным частям, с последующей их транспортировкой, отличающийся тем, что сооружение собирают на безопасном удалении от аварийного энергоблока на рельсах, проложенных от места сборки к аварийному энергоблоку, опирают на систему технологических тележек, транспортируют вплотную к аварийному энергоблоку, устанавливают на подготовленный стационарный фундамент, а консоль герметизируют по периметру с аварийным энергоблоком.



Патент України № 24734
МПК (2006)
G21C 7/08

РЕГУЛЮЮЧИЙ СТЕРЖЕНЬ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Изобретение относится к ядерной технике, в частности к устройствам системы управления и защиты (СУЗ) водо-водяных реакторов, и может быть использовано в регулирующих органах.

Регулирующий стержень ядерного реактора, содержащий столб поглотителя нейтронов, выполненный по длине из двух частей, одна из которых выполнена из материала, имеющего с нейтронами (n, a) реакцию, а другая,двигаемая в активную зону первой, выполнена в виде жесткой продольной конструкции из материала, включающего гафний, отличающийся тем, что столб поглотителя нейтронов размещен в оболочке, причем жесткая продольная конструкция из материала, включающего гафний, расположена в оболочке с возможностью осевого перемещения относительно оболочки.

Регулирующий стержень ядерного реактора по п.1, отличающийся тем, что часть столба поглотителя нейтронов, включающего гафний, выполнена в виде стержня из металлического гафния.

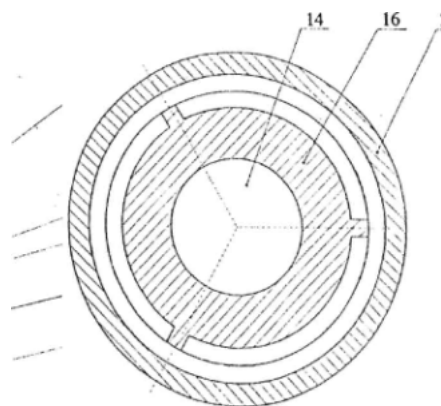
Регулирующий стержень ядерного реактора по п.1 или 2, отличающийся тем, что оболочка по длине выполнена, по крайней мере, из двух секций, соединенных сваркой.

Регулирующий стержень ядерного реактора по п.1 или 2, или 3, отличающийся тем, что концевые части жесткой продольной конструкции из материала, включающего гафний, установлены в втулках, жестко соединенных с оболочкой.

Регулирующий стержень ядерного реактора по п.1 или 2, или 3, или отличающийся тем, что в качестве материала, имеющего с нейтронами (n, a) реакцию, применен порошок карбида бора с размерами зерен от 5мкм до 160мкм, виброуплотненный до плотности не менее 1,7г/см³.

Регулирующий стержень ядерного реактора по п.1 или 2, или 3, или 4, или 5, отличающийся тем, что оболочка выполнена из нержавеющей стали или хромоникелевого сплава.

Регулирующий стержень ядерного реактора по п.1 или 2, или 3, или 4, или 5, или 6, отличающийся тем, что втулка,двигаемая в активную зону первой, выполнена из металлического гафния.



Патент України №27086
МПК (2006)
G21F 9/00
G21F 9/04
G21F 9/28

СПОСІБ ДЕЗАКТИВАЦІЇ РАДІОАКТИВНИХ МАТЕРІАЛІВ

Способ дезактивации радиоактивных материалов, включающий контактирование материала, подлежащего дезактивации, с разбавленным раствором, содержащим карбонат, отличающийся тем, что контактирование материала, подлежащего дезактивации, с разбавленным раствором ведут в присутствии ионообменных частиц, которые либо содержат желатинообразующие функциональные группы, либо связаны с ними, с последующим отделением ионообменных частиц из разбавленного раствора, содержащего карбонат.

Способ по п.1, отличающийся тем, что разбавленный раствор, содержащий карбонат, имеет рН в пределах от 7 до 11.

Способ по п.1 или п.2, отличающийся тем, что раствор дополнительно содержит окисляющий агент.

Способ по п.3, отличающийся тем, что окисляющий агент является перекисью водорода.

Способ по пп. 1 - 4, отличающийся тем, что в качестве хелатообразующих функциональных групп используют иминодиуксусную кислоту или резорциноларсоновую кислоту, или 8-гидрохиолин, или амидооксимные группы.

Способ по пп. 1 - 5, отличающийся тем, что ионообменные частицы также являются магнитными.

Способ по п. 6, отличающийся тем, что ионообменные частицы содержат магнитный материал, внедренный в них.

Способ по пп. 1 - 7, отличающийся тем, что ионообменные частицы содержатся в пористой оболочке.

Способ по п. 6 или п. 7, отличающийся тем, что магнитные ионообменные частицы отделяют с помощью устройства магнитной сепарации.

Способ по пп. 1 - 9, отличающийся тем, что контактирующий материал отделяют от разбавленного раствора, содержащего карбонат.

Способ по п. 10, отличающийся тем, что отделение производят с помощью перфорированного напорного или ленточного напорного фильтров.

Способ по пп. 1 - 11, отличающийся тем, что из хелатных ионообменных соединений извлекают загрязнения.

Способ по п. 12, отличающийся тем, что загрязнения извлекают вымыванием с помощью природного элюэнта

Патент України № 27863

МПК (2006)

G21F 9/00

G21F 9/04

СПОСІБ ОЧИЩЕННЯ РІДКИХ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ І ВОДИ ВІД ТРАНСУРАНОВИХ ЕЛЕМЕНТІВ

Корисна модель належить до обробки води і може бути використана для очищення рідких радіоактивних відходів (РРВ), конкретно з об'єкта «Укриття» Чорнобильської АЕС в ід трансуранових елементів.

Спосіб очищення рідких радіоактивних відходів (РРВ) і води від трансуранових елементів, що включає окиснення перекисом водню у присутності солей d-перехідних металів в 4 періоду з низьким ступенем окиснення при рН 1-4 та окиснення перманганатом калію при рН 12, який відрізняється тим, що для очищення РРВ і води від трансуранових елементів використовують процес ультрафільтрації на твердих полімерних або неорганічних мембранах з розміром пор від 0,05 мкм до 0,10 мкм.

Патент України № 28606 А

МПК (2006)

G21C 11/00

СПОСІБ ПОХОВАННЯ АВАРІЙНОГО РЕАКТОРА АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ

Винахід відноситься до ядерної енергетики, а саме: до соціальної, економічної і радіаційної безпеки експлуатації атомних електростанцій (АЕС). Спосіб може бути використаний при ліквідації наслідків аварії на Чорнобильській АЕС за рахунок глибинного поховання її аварійного четвертого енергоблока, а також при будівництві нових атомних станцій з тим, щоб спростити технологію їх поховання у випадку виникнення аварії.

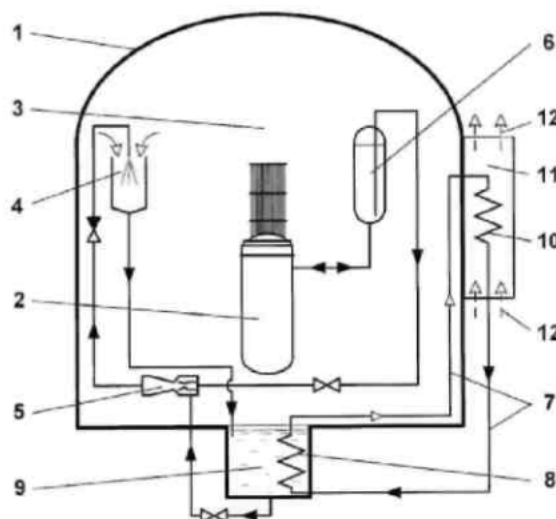
Спосіб поховання аварійного реактора атомної електростанції, включає в себе створення шахтного колодязя діаметром достатнім для проходження реактора, приміщення реактора в шахтний колодязь з наступним заповненням колодязя захисним матеріалом, який відрізняється тим, що шахтний колодязь створюють глибиною, що забезпечує у випадку спонтанної ланцюгової реакції похованого реактора протікання явища атомного вибуху в режимі камуфлета і на відстані від реактора, що забезпечує виняток пошкодження ближчих об'єктів в цьому випадку від сейсмічних вагань ґрунту, колодязь заповнюють робітничою рідиною, на поверхні якої розміщують платформу, що плаває, прокладають траншею від колодязя, шириною не менше поперечних розмірів реактора до підстави реактора, по якій переміщують реактор на платформу, після чого опускають платформу разом з реактором на дно колодязя за рахунок випуску робітничої рідини з-під платформи.

Патент України № 29670
МПК (2006)
G21C 15/18

СПОСІБ ПАСИВНОГО ЗАХИСТУ ГЕРМОБОЛОНКИ РЕАКТОРНОГО ВІДДІЛЕННЯ ВІД ПЕРЕВИЩЕННЯ РОЗРАХУНКОВОГО ТИСКУ

Корисна модель належить до ядерної енергетики, конкретно, до способів пасивного захисту гермоболонки (ГО) реакторного відділення від перевищення розрахункового тиску. Корисна модель може бути використана для розробки способу пасивного захисту ГО реакторного відділення атомної електростанції (АЕС) від перевищення розрахункового тиску під час аварії з течєю першого та другого контуру в гермооб'ємі в умовах втрати джерел електроенергії.

Спосіб пасивного захисту гермоболонки реакторного відділення від перевищення розрахункового тиску, що базується на конденсації пари в гермооб'ємі при струминно-краплинному охолодженні пароповітряної суміші охолодним розчином у струминному розпилювачі-охолоджувачі без прямого зрошення атмосфери та обладнання реакторної установки, який відрізняється тим, що подачу охолодного розчину на струминний розпилювач-охолоджувач здійснюють інжектором, як робочу рідину якого використовують теплоносій першого контуру з компенсатора тиску, при цьому розохолодження гермооб'єму забезпечують кільцевим двофазним термосифоном, випарник якого сприймають теплоту від охолодного розчину, що стікає у бак-приямок гермоболонки, а конденсатором відводять теплоту кінцевому поглиначу - атмосферному повітрю, рух якого забезпечують природною тягою в каналі повітряного охолодження



Патент України № 29781
МПК (2006)
G21F 9/04

СПОСІБ АВТОМАТИЧНОГО ПОХОВАННЯ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ ТА ПІДЗЕМНЕ СХОВИЩЕ ДЛЯ ЙОГО ЗДІЙСНЕННЯ

Изобретение относится к системам, предназначенным для размещения под землей и захоронения на неопределенно долгий срок радиоактивных отходов и материалов (кроме ядерного топлива).

1.Способ автоматического захоронения радиоактивных отходов, включающий разборку завала радиоактивных масс, находящихся в укрытии, за счёт их разгрузки, сортировки, загрузки, транспортировки и эвакуации повторяющимися циклами, отличающийся тем, что РАО слабой и средней активности автоматически, под действием гравитации, спускают по наклонному отводу в хранилище под землей и замоноличивают их со специальным раствором с помощью вибрационного уплотнения и дистанционного контроля на неопределённо долгий срок.

2.Способ по п.1 отличающийся тем, что сортируют РАО слабой и средней активности с концентрацией радиоактивных веществ соответственно до $1 \cdot 10^{-5}$ Ки/л/кюри на литр= 0.01 Ки/м³ и до 1 Ки/л или 1000 Ки/м³ и измельчают так, чтобы максимальные фракции не превышали 2/3 диаметра наклонного шахтного ствола.

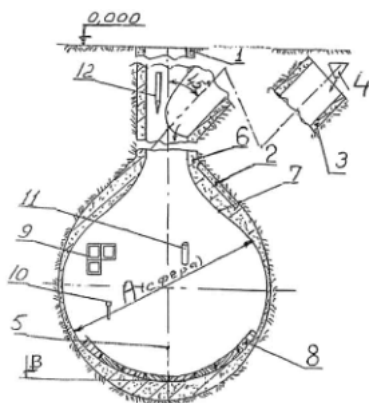
3.Способ по п.1, отличающийся тем, что для уплотнения РАО вместе со специальным раствором в хранилище применяют дистанционно управляемые загерметизированные электромеханические вибраторы и молот-трамбовки, а в качестве одноразовых уплотняющих импульсов используют выстрелы снарядами-болванками из артиллерийских орудий, находящимся на поверхности земли и нацеленных вдоль оси вертикального ствола на центр хранилища.

4.Способ по п.1, отличающийся тем, что в хранилище подают по вертикальному стволу с помощью саморазгружающихся скипов и бадей специальный раствор, обладающий тиксотропными и дезактивирующими свойствами и состоящий из воды, мелко заполнителя, вяжущих - глины, известии, цемента и бетонита, состава 3:3:2:1:1:1 с добавлением экранирующего радиоактивное излучение и дезактивирующих веществ /например: графита, бора в пределах 1...2%/.

5.Подземное хранилище для автоматического захоронения радиоактивных отходов /РАО/, состоящее из вертикального шахтного ствола, диаметром до 8 м, заканчивающегося яполым сферическим железобетонным телом хранилищем РАО, отделённым от коренных пород глинистой прослойкой, отличающееся тем, что к хранилищу примыкает под землёй наклонный шахтный ствол, диаметром до 8м, с выходом на поверхность земли.

6. Подземное хранилище по п.5, отличающееся тем, что днище хранилища выполнено из глинистой постели, толщиной 2...4м, сверху покрытой железобетоном, толщиной 1...3м и листовой нержавеющей сталью и футеровано броневыми плитами, а боковые и потолочные поверхности выполнены из скрепленных между собой и загерметизированных железобетонных или металлических тубингов, к которым заранее прикреплены загерметизированные электромеханические вибраторы и молот-трамбовки с дистанционным управлением и приборами постоянного контроля.

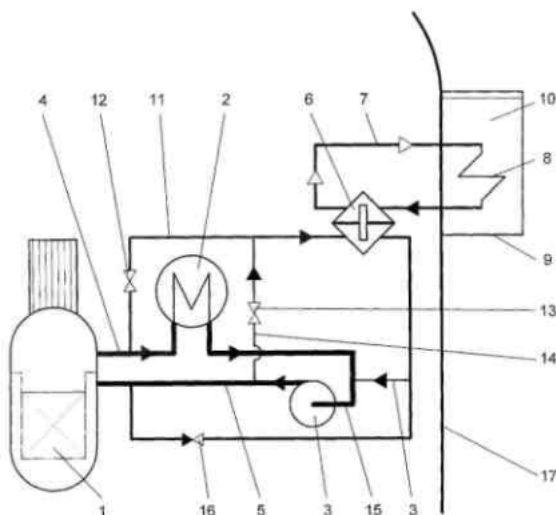
7.Подземное хранилище по п.5, отличающееся тем, что наклонный ствол примыкает к хранилищу под углом 45...600 к горизонтали



Патент України № 32984
МПК (2006)
G21C 15/00
G21C 15/18

СПОСІБ ПАСИВНОГО ТЕПЛОВОГО ЗАХИСТУ ВІД ЗАМЕРЗАННЯ ВОДИ В БАКУ АВАРІЙНОГО ВІДВЕДЕННЯ ТЕПЛОТИ

Спосіб пасивного теплового захисту від замерзання води в баку аварійного відведення теплоти, заснований на її постійному підігріванні в умовах низької температури навколишнього повітря, який відізняється тим, що підігрівання води здійснюють пасивним чином, використовуючи теплоту циркулюючого теплоносія першого контуру реакторної установки, причому теплоту до бака аварійного відведення теплоти підводять за допомогою пасивної системи відведення залишкових тепловиділень, що перебуває в режимі очікування, через термосифонний теплообмінник аварійного розхолодження, проміжний контур аварійного розхолодження й теплообмінник-конденсатор, установлений у баку аварійного відведення теплоти, шляхом постійного продування термосифонного теплообмінника аварійного розхолодження теплоносієм першого контуру, що здійснюють за рахунок перепаду тиску між трубопроводами подачі й усмоктування головного циркуляційного насоса



Патент України № 33621

МПК (2006)

G21F 7/00

СПОСІБ ЗАХОРОНЕННЯ ТЕХНОГЕННО НЕБЕЗПЕЧНИХ ОБ'ЄКТІВ

Корисна модель належить до галузі охорони навколишнього середовища, а саме до безпеки експлуатації техногенно небезпечних об'єктів, наприклад, атомних електростанцій (АЕС). Спосіб може бути використаний, наприклад, при ліквідації наслідків аварії на четвертому енергоблоці Чорнобильської АЕС за рахунок глибинного захоронення її аварійного реактора, а також при захороненні інших техногенно небезпечних об'єктів.

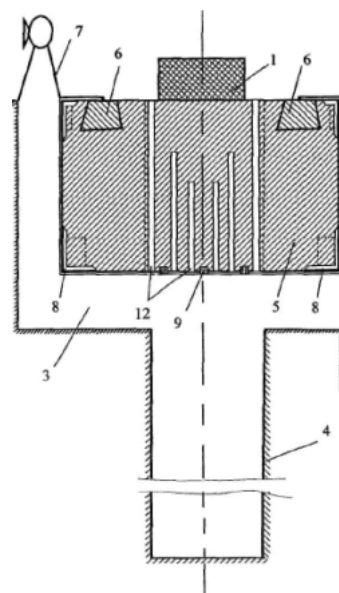
Спосіб захоронення техногенно небезпечних об'єктів, що включає проходку за межами техногенно небезпечного об'єкта вертикальних і горизонтальних гірничих виробок, проходку шахтного колодязя з рівня горизонтальних гірничих виробок безпосередньо під техногенно небезпечним об'єктом з видачею відпрацьованої породи на поверхню через горизонтальні і вертикальні гірничі виробки, переміщення техногенно небезпечного об'єкта в колодязь з обрушенням захисного породного масиву під ним і наступну засипку колодязя зверху техногенно небезпечного об'єкта відпрацьованою породою, який відрізняється тим, що перед проходкою шахтного колодязя захисний породний масив закріплюють безпосередньо під техногенно небезпечним об'єктом, проходку шахтного колодязя виконують в напрямку зверху вниз з видачею всієї відпрацьованої породи на поверхню, а переміщення техногенно небезпечного об'єкта в колодязь виконують його обрушенням безпосередньо на дно колодязя.

Спосіб за п. 1, який відрізняється тим, що перед обрушенням небезпечного об'єкта в колодязь, колодязь заповнюють водно-глинистою суспензією.

Спосіб за п. 1, який відрізняється тим, що закріплення захисного породного масиву виконують методом заморожування.

Спосіб за п. 1, який відрізняється тим, що закріплення захисного породного масиву виконують тросами, які пропускають під захисним породним масивом, а їх кінці закріплюють на поверхні.

Спосіб за п. 4, який відрізняється тим, що між захисним породним масивом і тросами встановлюють жорсткі металеві або пластикові, або дерев'яні лінійні елементи.



Патент України № 34883

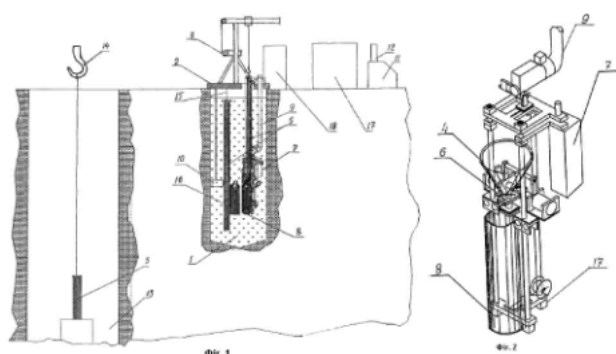
МПК (2006)

G21F 9/00

СПОСІБ ПЕРЕРОБКИ ВІДПРАЦЬОВАНИХ ПОГЛИНАЮЧИХ ЗБОРОК СИСТЕМИ КЕРУВАННЯ І ЗАХИСТУ РЕАКТОРА

Корисна модель відноситься до атомної енергетики, а конкретніше до переробки відпрацьованих поглинаючих зборок системи управління і захисту реактора і їхньому похованню.

Спосіб переробки відпрацьованих поглинаючих зборок системи керування і захисту реактора, що включає операції установки на ремонтній шахті технологічної кришки, монтажу на технологічній кришці підйомно-поворотного механізму для підйому, переміщення й подачі поглинаючих зборок, розміщення й закріплення на технологічній кришці устаткування для сортування, фрагментації й компактування поглинаючих зборок, заповнення шахти водою, поетапного переміщення поглинаючих зборок полярним краном з басейну витримки в шахту, установки міні-контейнерів і транспортних контейнерів III й II групи активності в зоні фрагментації й компактування в них поглинаючих зборок, поетапного сортування, фрагментації й компактування поглинаючих зборок по черзі в міні-контейнери й транспортні контейнери III й II групи активності, герметизації контейнерів і транспортування їх у сховище твердих радіоактивних відходів в атомній електростанції, який відрізняється тим, що устаткування для сортування, фрагментації й компактування поглинаючих зборок розміщують і закріплюють знизу технологічної кришки в ремонтній шахті, міні-контейнери III й II групи активності встановлюють під цим устаткуванням переробки, сортування, фрагментацію і компактування поглинаючих зборок виконують по черзі в міні-контейнери III й II групи активності цим устаткуванням під водою в ремонтній шахті.



Патент України № 39139
МПК (2006)
G21F 9/30
G21F 9/34

СПОСІБ УТИЛІЗАЦІЇ МЕТАЛЕВИХ ДЕТАЛЕЙ, ЯКІ РАДІОАКТИВНО ЗАРАЖЕНІ УРАНОМ

Способ утилизации металлических деталей, радиоактивно зараженных ураном, причем металлические детали расплавляют так, что образуется расплав и шлак, и причем к металлическим деталям и/или расплаву, и/или еще не застывшему шлаку добавляют обедненный ураном U235 уран, отличающийся тем, что обедненный ураном U235 уран добавляют в виде уранового стекла, и что урановое стекло имеет форму песка и/или гранулой/или стержней, и/или кусков.

Способ по пункту 1, отличающийся тем, что урановое стекло при температуре плавления металла металлических деталей является жидкотекучим стеклом.

Способ по пункту 1 или 2, отличающийся тем, что урановое стекло является стеклом типа окиси щелочного металла /SiO₂/UO₂.

Способ по любому из пунктов 1-3, отличающийся тем, что содержание изотопа урана U235 в уране уранового стекла составляет ниже 0,7% мас.

Способ по любому из пунктов 1-4, отличающийся тем, что содержание урана в урановом стекле составляет меньше 50% мас.

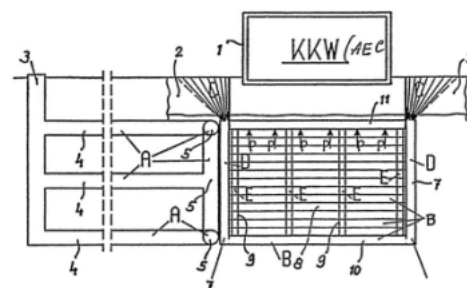
Патент України № 41276
МПК (2006)
G21F 3/00

СПОСІБ БЛОКУВАННЯ ПРОМИСЛОВИХ УСТАНОВОК, ЗАБРУДНЕНИХ РАДІОАКТИВНИМИ РЕЧОВИНАМИ

Изобретение касается защиты окружающей среды от влияния радиоактивного излучения, исходящего от промышленных установок, в частности, способа блокировки загрязненных радиоактивными веществами промышленных установок.

1. Способ блокировки промышленных установок, загрязненных радиоактивными веществами, отличающийся тем, что возводят, по меньшей мере, один шахтный ствол для спуска и подъема людей вне зоны промышленной установки и сооружают вспомогательные штольни от шахтного ствола в зону, находящуюся под промышленной установкой, возводят горизонтальные штольни и заполняют их бетоном для образования крышки бункера, изготавливают вертикальные боковые стенки бункера из бетона, при этом площадь основания бункера выдерживают большей площади основания промышленной установки, но меньшей площади основания крышки, а его высоту -превышающей высоту промышленной установки, опускают крышку и расположенную на ней промышленную установку после выемки или одновременно с выемкой окруженного бункером грунта и наносят закрывающий слой на опущенную в бункер промышленную установку.
2. Способ по п. 1, отличающийся тем, что вертикальные стенки возводят путем сооружения горизонтальных штолен или вертикальных шахтных стволов и заполнения этих штолен или шахтных стволов бетоном.
3. Способ по п. 1, отличающийся тем, что для изготовления, по меньшей мере, части вертикальных стенок, образующие крышку горизонтальные штольни, окружают краевыми штольнями, из которых углубляют щелевые стенки.
4. Способ по одному из п.п. 1-3, отличающийся тем, что днище бункера у основания боковых стенок образуют с помощью штолен и заполнения этих штолен бетоном.
5. Способ по одному из п.п. 1-4, отличающийся тем, что при образовании крышки и, по меньшей мере, части двух боковых стенок или днища бункера из вспомогательных штолен прокладывают горизонтальные штольни и сооружают вертикальные шахтные стволы для образования расположенных против вспомогательных штолен смежных боковых стенок бункера.
6. Способ по одному из п.п. 1-5, отличающийся тем, что грунт выше боковых стенок вне основания бункера до опускания крышки укрепляют до поверхности земли.
7. Способ по одному из п.п. 1-6, отличающийся тем, что боковые стенки бункера скрепляют с грунтом вне резервуара.
8. Способ по одному из п.п. 1-7, отличающийся тем, что пустое пространство между бункером и промышленной установкой заполняют бетоном после опускания крышки и промышленной установки.
9. Способ по одному из п.п. 4-8, отличающийся тем, что после опускания крышки пространство между крышкой и днищем заполняют посредством инъекции.
10. Способ по одному из п.п. 1-3, отличающийся тем, что днище бункера образуют посредством крышки после ее опускания.
11. Способ по одному из п.п. 1-10, отличающийся тем, что по меньшей мере, в зоне днища бункера грунт упрочняют посредством инъекции.
12. Способ по одному из п.п. 1-11, отличающийся тем, что крышку сооружают на вертикальном удалении от промышленной установки и грунт между крышкой и промышленной установкой опускают вместе с ними.
13. Способ по одному из п.п. 1-12, отличающийся тем, что внутри бункера из заполненных вертикальных шахтных стволов сооружают воспринимающие нагрузку крышки промежуточные опоры, затем грунт вынимают, внутрь вводят поддерживающие крышку прижимы и опирают их на слепые шахтные стволы, а крышку опускают путем отбойки и обрушения промежуточных опор с помощью прижимов.
14. Способ по п. 13, отличающийся тем, что после изъятия грунта из бункера внутреннюю полость бункера заполняют водой и промежуточные опоры отбивают последовательно сверху вниз.
15. Способ по п.13, отличающийся тем, что перед выемкой грунта или после выемки его устанавливают промежуточные перекрытия и скрепляют их с промежуточными опорами для образования камер, из которых сверху вниз удаляют промежуточные опоры, а крышку опускают вместе с промежуточными перекрытиями.
16. Способ по п. 15, отличающийся тем, что в самую верхнюю камеру вводят жидкую среду, которую после удаления промежуточных опор этой камеры сливают с возможностью управления в расположенную ниже камеру.
17. Способ по одному из п.п. 1-12, отличающийся тем, что крышку опускают по принципу кессона с камерами избыточного давления.
18. Способ по п. 17, отличающийся тем, что крышку и кессон выполняют цельными.
19. Способ по п. 17, отличающийся тем, что крышку размещают на кессоне.
20. Способ по одному из п.п. 1-14, отличающийся тем, что кессон размещают под бункером, а бункер опускают после опускания крышки и промышленной установки.
21. Способ по одному из п.п. 17-19, отличающийся тем, что под боковыми стенками бункера сооружают дополнительные режущие стенки, в которые погружают несущий крышку кессон.

22. Способ по п. 20 или 21, отличающийся тем, что боковые стенки скреплены анкерными креплениями, которые выполняют разъемными.



Патент України № 41411
МПК (2006)
G21F 9/06
G21F 9/12

СПОСІБ ОБРОБКИ ВОДНОГО СЕРЕДОВИЩА АБО СТІЧНИХ ВОД, ЩО МІСТЯТЬ ІОНИ РАДІОАКТИВНИХ МЕТАЛІВ, А ТАКОЖ АДСОРБУЮЧИЙ ЕЛЕМЕНТ ТА ФІЛЬТР, ЯКІ ВИКОРИСТОВУЮТЬСЯ ДЛЯ ЙОГО ЗДІЙСНЕННЯ

1. Способ обработки водной среды или сточных вод, содержащих ионы радиоактивных металлов, таких как серебро, кобальт, калий, цезий и сурьма, заключающийся в уменьшении концентрации этих ионов до величины, меньшей той величины, начиная с которой радиохимическая активность водной среды или сточных вод становится ниже радиохимической активности, достигаемой при использовании традиционных методов регулирования концентрации, и в допуске к сливу такой водной среды и или сточных вод, отличающийся тем, что этот способ имеет первый этап, включающий в себя перколяцию водной среды через первый фильтр, снабженный адсорбирующим элементом на основе гранул нефтяного кокса.

2. Способ по п. 1, отличающийся тем, что при его осуществлении обрабатывают водную среду или сточные воды, содержащие ионы радиоактивных металлов, таких как серебро, кобальт, калий, цезий и сурьма, и прошедшие обработку на традиционных установках деминерализации

3. Способ по п. 1, отличающийся тем, что гранулы нефтяного кокса используют с размером частиц от 0,1 до 10 мм.

4. Способ по п. 1, отличающийся тем, что гранулы нефтяного кокса используют с размером частиц от 1 до 7 мм.

5. Способ по п. 1, отличающийся тем, что гранулы нефтяного кокса используют с размером частиц от 2 до 5 мм.

6. Способ по п. 1, отличающийся тем, что гранулы нефтяного кокса используют с удельной поверхностью 0,2 м² на 100 г.

7. Способ по одному из пп. 1-6, отличающийся тем, что при его осуществлении используют гранулы нефтяного кокса, полученные в алюминиевой промышленности.

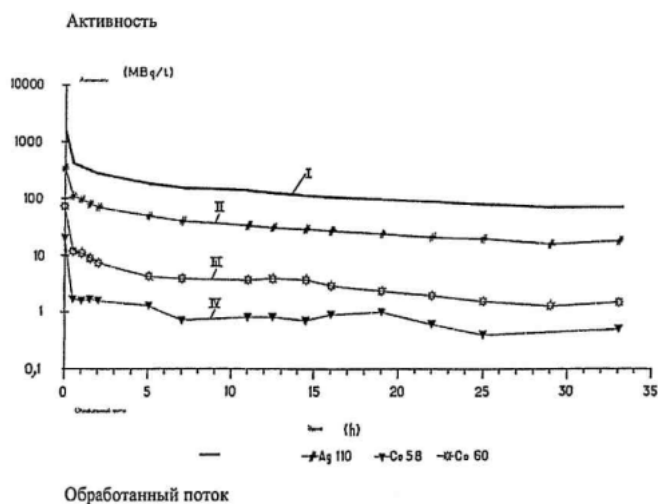
8. Способ по одному из пп. 1-7, отличающийся тем, что этот способ имеет второй этап, заключающийся в том, что водную среду, прошедшую первый этап обработки, перколируют через второй фильтр, содержащий токопроводящие графитовые частицы, покрытые слоем токопроводящего полимера, имеющего эфирные криптаные полости.

9. Способ по одному из пп. 1-8, отличающийся тем, что токопроводящий полимер, имеющий эфирные криптаные полости, выбирают из полимеров, содержащих полимерные цепи, имеющие множество колец пиррола или тиофена или колец пиррола и тиофена, и взаимосвязанные между собой через 2, 2' связи, с одной стороны, а также полиэфирные цепи, соответствующие, в частности, формуле -CH₂ (CH₂ - OCH₂)_m CH₂, где m равно 3, 4 или 5, при этом сами цепи соединены через их собственные 3,3' концы к этим кольцам пиррола или тиофена, и в случае с кольцами пиррола, - к их атомам азота.

10. Способ по одному из пп. 1-9, отличающийся тем, что он содержит третий этап, заключающийся в том, что фильтры, использованные на первом и втором этапах, регенерируют элюированием раствором

с кислотным рН для получения элюата, концентрированного в радиоактивных изотопах и совместимого с традиционными системами обработки сточных вод, в которые этот элюат повторно вводят.

11. Адсорбирующий элемент, отличающийся тем, что он выполнен на основе гранул нефтяного кокса.
12. Адсорбирующий элемент по п. 11, отличающийся тем, что он выполнен на основе гранул нефтяного кокса, имеющих размер частиц в пределах от 0,1 до 10 мм.
13. Адсорбирующий элемент по п. 11, отличающийся тем, что он выполнен на основе гранул нефтяного кокса, имеющих размер/частиц в пределах от 1 до 7 мм.
14. Адсорбирующий элемент по п. 11, отличающийся тем, что он выполнен на основе гранул нефтяного кокса, имеющих размер частиц в пределах от 2 до 5 мм.
15. Адсорбирующий элемент по одному из пп. 11-14, отличающийся тем, что гранулы нефтяного кокса имеют удельную поверхность 0,2 м² на 100 г.
16. Адсорбирующий элемент по пп. 11-15, отличающийся тем, что он выполнен на основе гранул нефтяного кокса, полученного в алюминиевой промышленности.
17. Фильтр, отличающийся тем, что он включает адсорбирующий элемент по любому из предшествующих пунктов от 11-15.
18. Способ по одному из пп. 1-10, отличающийся тем, что при осуществлении его первого этапа используют фильтр по п. 17.

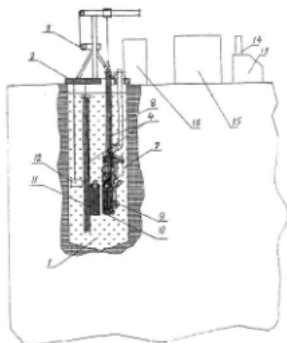


Патент України № 43953
МПК (2006)
G21F 9/00

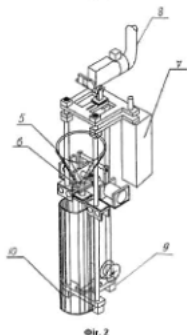
ПРИСТРІЙ ДЛЯ ПЕРЕРОБКИ ВІДПРАЦЬОВАНИХ ПОГЛИНАЮЧИХ ЗБІРОК СИСТЕМИ КЕРУВАННЯ І ЗАХИСТУ РЕАКТОРА

Корисна модель відноситься до атомної енергетики, а конкретніше до переробки відпрацьованих поглинаючих зборок системи керування і захисту реактора і їх похованню.

Пристрій для переробки відпрацьованих поглинаючих збірок системи керування і захисту реактора, що містить установлену на ремонтній шахті технологічну кришку, підйомно-поворотний механізм для підйому, переміщення й подачі поглинаючих збірок, устаткування для сортування, фрагментації й компактування поглинаючих збірок у контейнери, який відрізняється тим, що устаткування для сортування, фрагментації й компактування поглинаючих збірок виконано у вигляді лійки, яка вишиковує в один ряд стрижні, поданої в неї поглинаючої збірки, підпорізка для мірної відрізки фрагментів стрижнів збірки, датчика виміру гамма-випромінювання, закріплених на несучій поворотній штанзі й розміщених знизу технологічної кришки у шахті під водою разом із установленим під ними й зафіксованим штанговим притиском міні-контейнером III або II груп активності й окремо встановленої на спецштанзі камерою спостереження підводного телебачення.



Фиг. 1



Фиг. 2

Патент України № 48222

МПК (2006)

G01T 1/169 (2007.01)

G01T 1/20 (2007.01)

G01T 1/205 (2007.01)

G01T 1/29 (2007.01)

G01T 7/00

СПОСІБ ДИСТАНЦІЙНОГО ВИЯВЛЕННЯ ДЖЕРЕЛА α - ЧАСТОК В НАВКОЛИШНЬОМУ СЕРЕДОВИЩІ ТА ПРИСТРІЙ ДЛЯ ЙОГО ЗДІЙСНЕННЯ

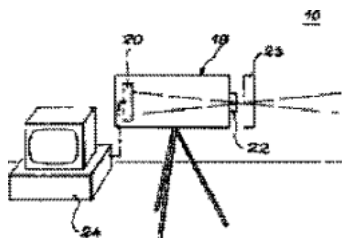
Изобретение может быть использовано в области радиационной защиты для того, чтобы обнаружить радиоактивные источники на поверхности или в ну три объема

1. Способ дистанционного обнаружения источников (14) - частиц в окружающей среде, в котором используют газ, содержащий азот, который заполняет окружающую среду, осуществляют преобразование - частиц, испускаемых источниками (14), в фотонное излучение и осуществляют формирование изображения фотонного излучения на фоточувствительной поверхности, отличающийся тем, что газ, содержащий азот, используют для преобразования - частиц, испускаемых источниками (14), в ультрафиолетовое фотонное излучение.

2. Способ по п. 1, отличающийся тем, что по существу непроницаемый для газа корпус (30) заполняют газом, содержащим азот, и изображение фотонного излучения формируют на чувствительной поверхности через по меньшей мере локально прозрачную для фотонного излучения стенку (32).

3. Способ по любому из п.1 или 2, отличающийся тем, что изображение фотонного излучения формируют в отсутствие видимого света.

4. Способ по любому из пп.1 или 2, отличающийся тем, что изображение фотонного излучения формируют через фильтр (23), который выборочно допускает прохождение ультрафиолетового излучения.
5. Способ по любому из пп.1 или 2, отличающийся тем, что изображение фотонного излучения формируют в присутствии искусственного видимого света.
6. Способ по любому из пп.1 или 2, отличающийся тем, что изображение видимого света окружающей среды дополнительно формируют.
7. Способ по п. 6, отличающийся тем, что изображение видимого света создают при искусственном освещении окружающей среды.
8. Способ по п. 6, отличающийся тем, что изображение видимого света и изображение фотонного излучения накладывают.
9. Способ по любому из предшествующих пунктов, отличающийся тем, что воздух используют в качестве сцинтиллятора и осуществляют преобразование - частиц, испускаемых источниками (14), в ультрафиолетовое излучение.
10. Устройство для дистанционного обнаружения источников - частиц в окружающей среде, причем устройство содержит поверхность (20), чувствительную к ультрафиолетовому излучению, среду газообразного сцинтиллятора, которая включает азот и которая заполняет окружающую среду, и оптическое средство (22), выполненное с возможностью формирования изображения ультрафиолетового излучения окружающей среды на чувствительной поверхности.
11. Устройство по п. 10, отличающееся тем, что оно содержит корпус (30), по существу непроницаемый для газа и для того установленный с возможностью очерчивания окружающей среды и снабженный стенкой, по меньшей мере локально прозрачной для ультрафиолетового излучения, для того, чтобы формировать изображение излучения на чувствительной поверхности, которая располагается вне корпуса.
12. Устройство по п. 10, отличающееся тем, что оно содержит фотоаппарат, причем фотоаппарат имеет чувствительную поверхность.
13. Устройство по п. 10, отличающееся тем, что чувствительной поверхностью является матрица фотодиодов.
14. Устройство по п. 13, отличающееся тем, что матрица содержит фотодиоды, дополнительно чувствительные к видимому свету.
15. Устройство по п. 10, отличающееся тем, что оно дополнительно содержит средство для формирования изображения видимого света окружающей среды.
16. Устройство по п.15, отличающееся тем, что оно дополнительно содержит видеозэкран для отображения по меньшей мере одного из изображений ультрафиолетового излучения и видимого света.



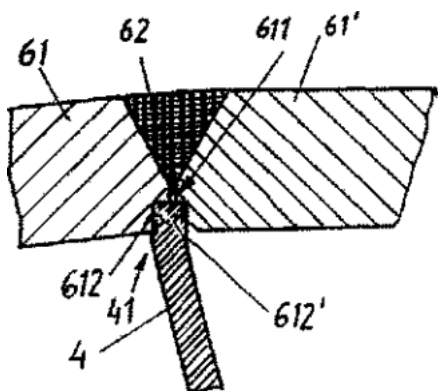
Патент України № 48943
МПК (2006)
B23K 33/00
G21F 5/10 (2007.01)

СПОСІБ ВИГОТОВЛЕННЯ ЗВАРНОГО З'ЄДНАННЯ ТА ТРАНСПОРТНО-СКЛАДСЬКИЙ КОНТЕЙНЕР ДЛЯ КАСЕТ З ВИКОРИСТАННЯМ ЯДЕРНИМ ПАЛИВОМ, ВИГОТОВЛЕНИЙ ЦИМ СПОСОБОМ.

Способ изготовления сварного соединения, по меньшей мере, трех деталей с многократным стыком, причем детали соединяют на разделительном стыке сварным швом, отличающийся тем, что, по меньшей мере, одну первую и вторую детали, свариваемые между собой, позиционируют вдоль их разделительного стыка на расстоянии друг от друга, которое больше абсолютной величины усадки, вызванной валиком, в обеих этих деталях в зоне разделительного стыка выполняют выемку, ограничиваемую обеими деталями в направлении усадки на противоположных друг другу поверхностях, и примыкающий конец третьей детали вводят с геометрическим замыканием в выемку, причем по завершении этого процесса сборки первую и вторую детали соединяют сварным швом.

Транспортно - складской контейнер для кассет с отработавшим ядерным топливом, состоящий из полого цилиндрического основного корпуса, ребер, закрепленных по его окружности и ориентированных приблизительно радиально к цилиндрическому основному корпусу, и кожуха из стали, который охватывает снаружи ребра в их совокупности, отличающийся тем, что головки ребер образуют с геометрическим замыканием третью деталь сварного соединения, кожух состоит из множества ориентированных параллельно оси кожуха полос, которые охватывают промежуток между двумя соседними ребрами, при этом каждая две полосы в качестве первых и вторых деталей, образующие сообща над головкой одного ребра множественное стыковое соединение, сварены между собой.

Транспортно-складской контейнер (1) для кассет (2) с отработавшим ядерным топливом по п. 2, отличающийся тем, что закреплённые на основном корпусе (3) ребра (4) выполнены из уголкового, преимущественно медных профилей, ребра (4) закреплены на периферии основного корпуса (3) посредством резьбовых соединений (43), в головной зоне (41) всех ребер (4) каждая две соседние полосы (61, 61') соединены между собой сварным швом (62), при этом головки (41) ребер (4) удерживаются с силовым замыканием между прилегающими с геометрическим замыканием заплечками выемок (612, 612') двух соседних полос (61, 61').



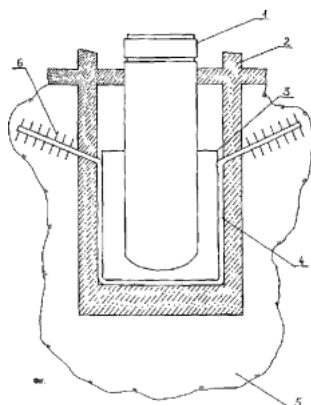
Патент України № 50519 А
МПК (2006)
G21C 15/18
G21C 15/00

СИСТЕМА ТЕПЛООВОГО ЗАХИСТУ БЕТОНУ ШАХТИ РЕАКТОРА

Винахід відноситься до галузі атомної енергетики і може бути використаний при розробці системи теплового захисту бетону шахти реактора для запобігання руйнування третього бар'єру безпеки – захисної оболонки при аваріях з розтавленням активної зони.

Система теплового захисту бетону шахти реактора, що містить корпус реактора, шахту реактора з бетону, пасивні елементи, яка відрізняється тим, що пасивні елементи виконано у вигляді металевих екранів, що відокремлює дно і стіни шахти реактора від корпусу реактора і пакета теплових труб, випаровувальні ділянки яких прикріплено до екрана зі сторони дна і стін шахти, а конденсаційні ділянки виведено крізь бетон шахти в ґрунт на рівні, вище розрахункового рівня розтавлення.

Система теплового захисту бетону шахти реактора по п. 1, яка відрізняється тим, що конденсаційні ділянки пакета теплових труб оснащено ребрами.

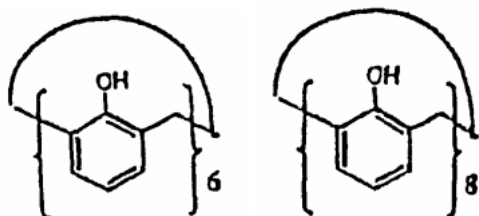


Патент України № 50724
 МПК (2006)
 B01D 15/00
 B01J 20/32 (2007.01)

СПОСІБ ВИДІЛЕННЯ ЦЕЗІЮ З ПРОМИСЛОВИХ РОЗЧИНІВ, ЩО МІСТЯТЬ ІНШІ ЛУЖНІ МЕТАЛИ, З ЗАСТОСУВАННЯМ ПОЛІГІДРОКСІАРИЛЕНОВИХ ПОЛІМЕРНИХ СМОЛ

Изобретение относится к способу отделения цезия от промышленных потоков, в которых ионы цезия присутствуют как примесь

1. Способ концентрирования, извлечения и отделения катионов цезия от исходного раствора, содержащего катионы других щелочных металлов, включающий в себя приведение исходного раствора в контакт с материалом, образующим комплексы с катионами цезия, и последующее отделение цезия, **отличающийся тем**, что исходный раствор, имеющий первый объем, приводят в контакт с содержащей поли(гидроксиарилен)-лиганд полимерной смолой, являющейся продуктом реакции указанного поли(гидроксиарилен)-лиганда, формальдегида и, факультативно, другого алкокси- или гидроксиароматического соединения или метилированного гидроксиароматического соединения и имеющей около 5-100 мольной концентрации поли(гидроксиарилен)-лиганда, причем участок лиганда указанной полимерной смолы имеет сродство к катионам цезия для образования комплекса между катионами цезия и частью содержащей поли(гидроксиарилен)-лиганд указанной полимерной смолы, удаляют исходный раствор, прекращая его контакт с полимерной смолой, с которой катионы цезия образовали комплексы, и осуществляют контакт указанной полимерной смолы с меньшим объемом водного принимающего раствора, в котором растворимы катионы цезия и который имеет большее сродство к катионам цезия, чем поли(гидроксиарилен)-лиганд, или который протонирует указанный лиганд, отрывая катионы цезия от лиганда и извлекая цезий в концентрированном виде в принимающий раствор.

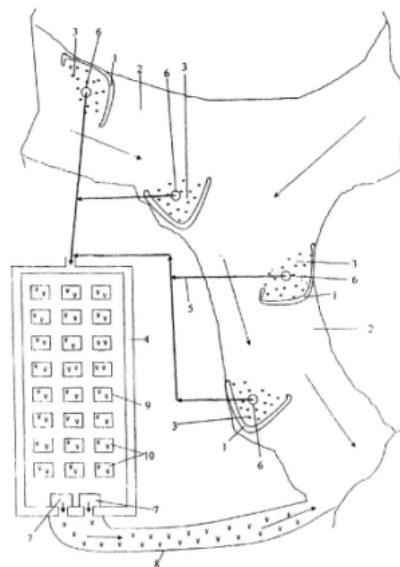


Патент України № 50832
 МПК (2006)
 C02F 3/32
 C02F 3/12

СПОРУДА ДЛЯ ОЧИЩЕННЯ РІЧКОВИХ ВОД ВІД РАДІОАКТИВНИХ ЗАБРУДНЕНЬ

Корисна модель належить до очищення поверхневих вод від радіоактивних забруднень, зокрема до очищення річкової води з використанням вищих водних рослин.

Споруда для очищення річкової води від радіоактивних забруднень, що включає встановлені у прибережній зоні русла ріки одну або декілька дамб з фільтруючими перемичками, яка відрізняється тим, що споруда додатково обладнана розміщеним на березі ріки гідроізольованим басейном-накопичувачем, який з'єднаний за допомогою трубопроводу з насосом з відстійною зоною дамби, а через переливні колодезні з'єднаний каналом з рікою нижче дамби, причому в ємності басейну розміщені біоплоти з вищими водними рослинами, а канал засаджений вищими водними рослинами.



Патент України № 62737 А
МПК (2006)
G21C 15/18
G21C 15/00

ПАСИВНА СИСТЕМА РОЗХОЛДЖУВАННЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Винахід відноситься до галузі енергетики і може бути використаний при розробці пасивних систем розхолодження ядерних реакторів через парогенератори, зокрема в умовах повного знеструмлення АЕС.

Пасивна система розхолодження ядерного реактора, що містить ядерний реактор з активною зоною, парогенератор, головний циркуляційний насос, теплообмінник аварійного розхолодження, яка відрізняється тим, що теплообмінник аварійного розхолодження виконано двокамерним з спільною стінкою між камерою підводу пари з парогенератора та камерою скидання теплоти в атмосферне повітря у вигляді радіаторної башти, причому в першій камері встановлено випарувальні ділянки теплових труб, а в другу камеру через виконане в спільній стінці ізолююче ущільнення введено конденсаційні ділянки теплових труб.

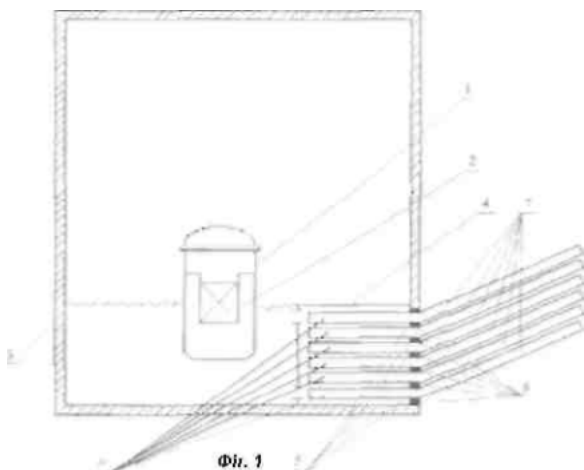
Патент України № 65039 А
МПК (2006)
G21C 15/18
G21C 15/00

ПАСИВНА СИСТЕМА ТЕПЛОВІДВОДУ З ПРИМІЩЕНЬ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ

Винахід відноситься до галузі енергетики і може бути використаний при розробці пасивних елементів засобів обмеження масштабу аварій, в першу чергу аварій із втратою теплоносія.

Пасивна система тепловідводу з приміщень атомних електростанцій, що містить ядерний реактор з активною зоною, корпус захисної оболонки або герметичних приміщень, трубчатий теплообмінник, яка відрізняється тим, що трубчатий теплообмінник виконано у вигляді блока теплових труб, випарувальні ділянки яких розміщено всередині корпусу захисної оболонки або герметичних приміщень, а

конденсаційні ділянки виведено зовні крізь ущільнення, виконані в корпусі захисної оболонки або герметичних приміщень.



Патент України № 77512
МПК (2006)
G21C 7/08

СПОСІБ БЕЗПЕЧНОЇ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРНИХ УСТАНОВОК У ПРОЦЕСІ КАМΠΑНІЇ ЇХНЬОЇ АКТИВНОЇ ЗОНИ

Винахід відноситься до фізики ядерних реакторів, а саме, ядерної безпеки реакторних установок. Спосіб безпечної експлуатації ядерних реакторних установок у процесі кампанії їхньої активної зони, заснований на використанні ефективної частки запізнілих нейтронів $\beta_{\text{эф}}$ як одиниці реактивності ρ , що включає дії з обмеженнями в частках $\beta_{\text{эф}}$ за разовим кроковим безупинним звільненням позитивної реактивності, а також за періодом реактора, що складає не менше 20 с, який **відрізняється** тим, що додатково в визначають в будь-який момент кампанії усереднену по всій активній зоні зменшувану величину $\beta_{\text{эф}}$ за формулою

$$\beta_{\text{эф}} = \gamma \cdot \frac{\sum_{i=5,9,1} \beta_{\text{ф}}^i \cdot \nu^j \cdot \sigma_{\text{ф}}^i \cdot N^i}{\sum_{i=5,9,1} \nu^j \cdot \sigma_{\text{ф}}^i \cdot N^i}$$

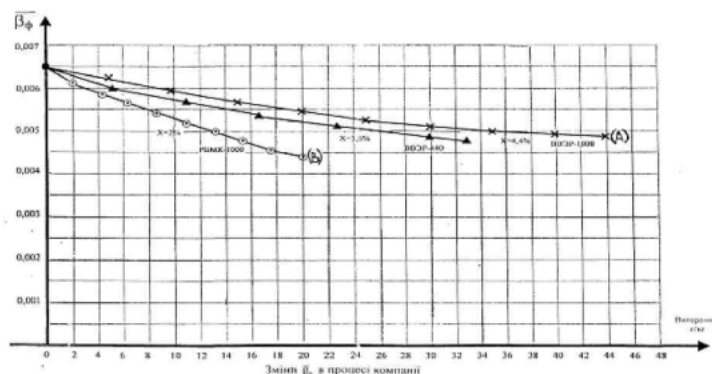
де: γ - коефіцієнт цінності запізнілих нейтронів, що в раховує склад, розміри активної зони та інші властивості конкретного реактора;

$\beta_{\text{ф}}^i$ - ефективна частка запізнілих нейтронів i -го нукліду, що залежить від паливного складу активної зони реактора, $i = 5,9,1$ - відповідають порядку перерахунку урану-235, плу тонію-239, плу тонію-241;

N^i - число ядер кожного i -го нукліду $\left(\frac{\text{число_ядер}}{\text{см}^3} \right)$;

$\sigma_{\text{ф}}^i$ - мікроскопічний переріз розподілу кожного i -го нукліду (см^2);

ν^j - число вторинних (запізнілих і миттєвих) нейтронів, що припадають в середньому на 1 ядро, що розділилося

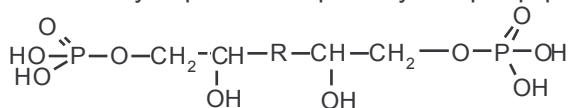


Патент України № 84915
 МПК (2006)
 C02F 1/00
 C02F 1/54
 C02F 1/58
 C02F 1/56 (2006.01)
 C02F 1/62

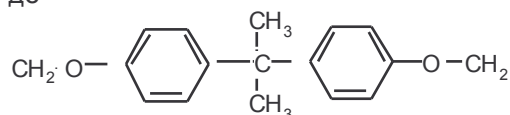
СПОСІБ ОЧИЩЕННЯ ВОДИ

Винахід належить до обробки води флокуляцією або осадженням та видаленням специфічних розчинних сполук шляхом видалення урану та може бути використаний для очищення рідких радіоактивних відходів (РРВ) від радіонуклідів з застосуванням органічних або високомолекулярних матеріалів.

Спосіб очищення води і рідких радіоактивних відходів від урану шляхом обробки вихідного розчину високомолекулярним компонентом - комплексоутворювачем, осадженням одержаного комплексу у воді з подальшою ультрафільтрацією на гідрофобних мембранах, який **відрізняється** тим, що як комплексоутворювач використовують фосфоровмісний аддукт структурної формули:



де R -



при співвідношенні фосфоровмісний аддукт: уран (1-10): 1, тривалість витримки розчину - 1 година, концентрація урану 2-39 мг/дм³, рН розчину 6, ультрафільтрацію проводять на гідрофобних мембранах на основі ароматичного полісульфону ПС-100 з середнім діаметром пор 0,08 мкм.

Патенти Росії

Патент РФ № 702878 А1
 МПК 7 G21F9/06

СПОСІБ ДЕЗАКТИВАЦІЇ ОБОРУДОВАВАННЯ ЯДЕРНИХ ПАРПРОИЗВОДЯЩИХ УСТАНОВОК

Спосіб дезактивації обладнання ядерних паропроизводящих установок путем последовательной промывки его водными растворами окислителя и кислоты, отличающийся тем, что, с целью упрощения технологии и уменьшения количества радиоактивных отходов, промывку водным раствором окислителя ведут при температуре 130 - 180оС, полученный раствор нейтрализуют щавелевой кислотой, а в нейтральный раствор вводят комплексообразователь и кислоту.

Патент РФ № 997559 А1
 МПК 7 G21F9/06

СПОСІБ ДЕЗАКТИВАЦІЇ ОБОРУДОВАВАННЯ

1. Способ дезактивации оборудования ядерных паропроизводящих установок путем промывки его водным раствором, содержащим борную кислоту, отличающийся тем, что, с целью повышения эффективности и уменьшения количества радиоактивных отходов, в водный раствор борной кислоты вводят аммиак и окислитель до получения окислительно-восстановительного потенциала раствора, равного $+ (400 - 1200)$ мВ, выдерживают полученный раствор в течение 2 - 10 ч при 80 - 130^oС, добавляют в него смесь, состоящую из раствора гидразина, комплексообразователя и органической кислоты, до получения окислительно-восстановительного потенциала раствора, равного $- (100 - 200)$ мВ, подогревают полученный раствор до 100 - 180^oС, а затем охлаждают его с максимально допустимой скоростью охлаждения.

2. Способ по п.1, отличающийся тем, что после промывки оборудования раствором, содержащим борную кислоту, аммиак и окислитель, производят промывку оборудования раствором борной кислоты, а затем добавляют в последний смесь гидразина, комплексообразователя и органической кислоты.

3. Способ по п.1, отличающийся тем, что вывод из контура реагентов и радионуклидов после окончания промывки производят водным или ионным обменом или их сочетанием, а концентрацию борной кислоты в растворе поддерживают постоянной.

Патент РФ № 1382272 А1

МПК 5 G21F9/08

СПОСОБ ОБРАБОТКИ РАФИНАТОВ ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ГОРЮЧЕГО

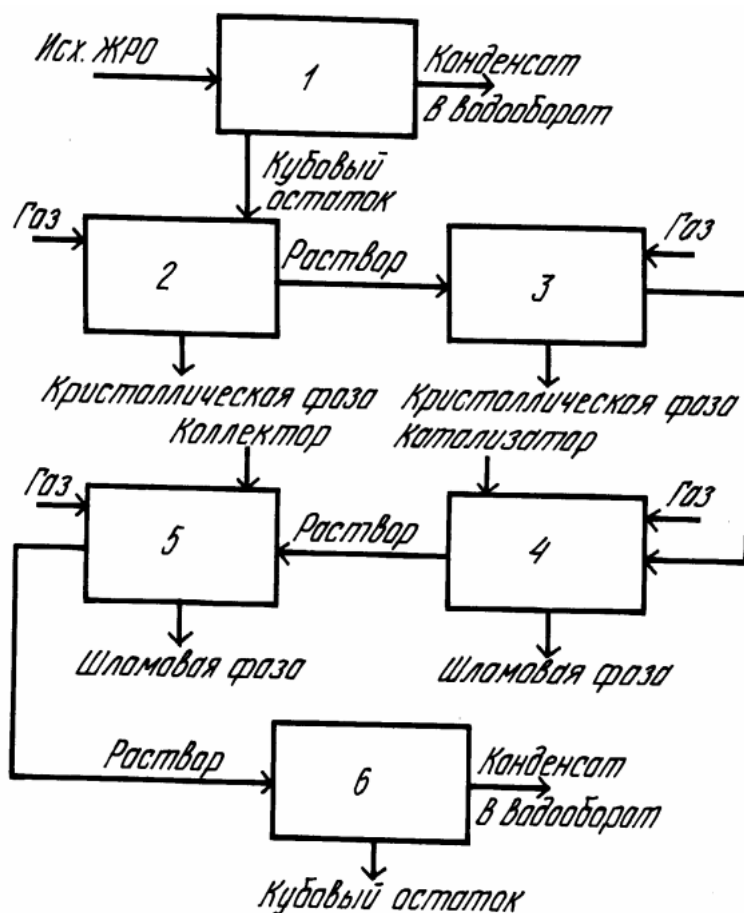
Изобретение относится к способам переработки и утилизации технологических отходов радиохимического производства после экстракционной переработки облучения твэлов АЭС и содержащих азотную кислоту. Целью изобретения является упрощение процесса обработки рафинатов и экономичности способа путем снижения расхода греющего пара. Цель достигается совмещением второй стадии упаривания с ректификацией азотной кислоты, причем в качестве флегм обеих стадий используются малоактивные хвостовые растворы, содержащие до 1 моль/л азотной кислоты. Регенерированную концентрированную азотную кислоту выводят на второй стадии процесса из куба, или же, в том случае, если в куб поступают хвостовые растворы, содержащие ценные компоненты, кислоту выводят с ближней к кубу тарелки, 1 з.п. ф-лы.

Патент РФ № 2066493 С1

МПК 6 G21F9/08

СПОСОБ ОБРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АЭС

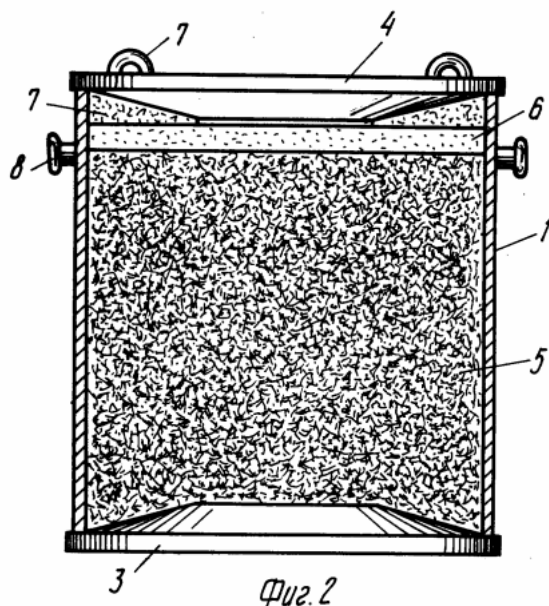
Использование: технология обращения с жидкими радиоактивными отходами ядерного топливно-энергетического цикла. Сущность: способ обработки жидких радиоактивных отходов АЭС заключается в том, что отходы упаривают с получением конденсата и кубового остатка, кубовый остаток обрабатывают оксидом углерода и/или диоксидом углерода для перевода содержащихся в кубовом остатке солей в малорастворимые формы. Оксид и/или диоксид углерода вводят в стехиометрическом количестве по отношению к преобразуемым солевым компонентам. Затем отделяют образовавшуюся кристаллическую фазу, а оставшуюся жидкую фазу обрабатывают озоном при 20-60^oС в присутствии катализатора окисления и/или коллектора извлечения радионуклидов из жидкой фазы. При обработке озоном происходит окисление органических соединений и разрушение комплексных соединений, образованных органическими лигандами и радионуклидами, в результате чего образуется радиоактивный шлам, который отделяют от раствора. Раствор направляют на дополнительное упаривание. В качестве катализатора окисления используют поливалентные ионы, преимущественно ионы железа и циркония. В качестве коллектора используют предпочтительно соединения железа и кобальта. Обработку раствора оксидами углерода преимущественно проводят в две стадии при парциальном давлении 0,01-0,99 МПа и избыточном давлении 0,05- 0,15 МПа с отделением кристаллической солевой составляющей после каждой стадии. При этом первую стадию обработки проводят при 20-70^oС, а вторую - при 0-5^oС. Достижимый по способу результат - снижение объема хранимого кубового остатка, получение радиоактивного шлама, пригодного для утилизации известными методами, а также выделение твердых кристаллических солей с нормативно допустимым для открытого хранения содержанием радионуклидов и воды, пригодной для повторного использования в водообороте АЭС. 3 з.п.ф-лы, 1 ил.



Патент РФ № 2076359 С1
МПК 6 G21F5/005

СПОСОБ ИЗГОТОВЛЕНИЯ МОНОБЛОЧНОГО УЗЛА ДЛЯ УТИЛИЗАЦИИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И МОНОБЛОЧНЫЙ УЗЕЛ ДЛЯ УТИЛИЗАЦИИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Использование: для утилизации металлических радиоактивных отходов. Сущность изобретения: способ включает изготовление моноблочного узла, состоящего из оболочки, дна и крышки. В качестве оболочки используют отрезок радиоактивно загрязненного трубопровода ядерного реактора. Перед прикреплением к оболочке крышки в объем, образованный оболочкой и дном, заливают предварительно расплавленные металлические радиоактивные отходы. 2 с. и 1 з.п.ф-лы, 2 ил.

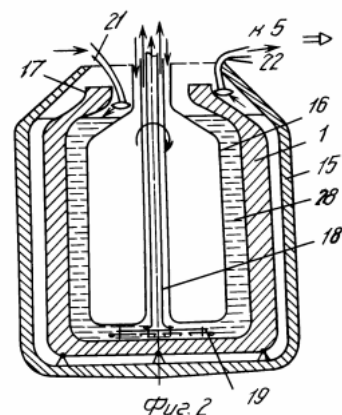


Патент РФ № 2090948 С1

МПК 6 G21F9/28

СПОСОБ ДЕЗАКТИВАЦИИ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК И УСТРОЙСТВО ДЛЯ ЕГО ОСУЩЕСТВЛЕНИЯ

Использование: ядерная технология, дезактивация конструкций ядерных энергетических установок. Сущность: способ дезактивации заключается в том, что загрязненный агрегат размещают в герметичной камере, соединяют полость камеры и агрегата с вакуумной установкой, вводят в полость агрегата эластичную емкость, внешний слой которой выполнен из элеткропроводящего материала и заполняют свободный объем дезактивирующим агрессивным раствором. Дезактивацию проводят электрохимическим методом, при этом одним из электродов является эластичная камера, а другим - стенки агрегата ЯЭУ. Электролиз проводят при циркуляции раствора с дополнительным введением в него газонаполненных тел с разрушаемой стенкой. Загрязненный дезактивируемый раствор отводят на отделение радионуклидов для их последующего захоронения, а в оставшийся раствор вводят свежие порции раствора. Очистку ведут до норм ПДК. Устройство для дезактивации оснащено контрольно-измерительной аппаратурой и блоком программного управления, содержит камеру обработки агрегатов ЯЭУ, которая последовательно соединена с камерами грубой очистки и тонкой финишной очистки жидкой фазы. Камера грубой очистки выполнена переменной в сечении, и оснащена мембранами, на выходе из этой камеры установлен сепаратор с двумя патрубками - для отвода жидкости в камеру тонкой очистки и отвода газа на очистку от радионуклидов. Камера тонкой очистки жидкости содержит три камеры, разделенные мембранами, имеющими каверны. Стенки одной из них, центральной камеры, имеют каверны и выемки. По оси центральной камеры установлен вал с чашей на его конце, имеющей грибовидный завихритель и конический рассекаТЕЛЬ для отделения жидкости от газов и твердых примесей. На выходе трех камер установлена камера сбора аэрозолей. Достижимый результат: повышение эффективности и производительности дезактивации, уменьшение объема отходов, подлежащих захоронению, повышение надежности и технологичности всего процесса. 2 с. и. 3 з.п. ф-лы, 10 ил.



Патент РФ № 2102805 С1
МПК 6 G21F9/28

КОМПОЗИЦИЯ ДЛЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ ОТ КОМПОНЕНТОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Использование: изобретение относится к области атомной техники, а именно к дезактивации оборудования от компонентов и продуктов деления ядерного топлива. Сущность: композиция содержит поливиниловый спирт, гидроксид щелочного металла, 1-гидроксиэтилендифосфоновую кислоту, карбоксиметилцеллюлозу и лигнин при следующем соотношении компонентов, мас. %: поливиниловый спирт - 10 - 12,5, NaOH/КОН - 5 - 10, 4-гидроксиэтилендифосфоновая кислота - 1 - 2, карбоксиметилцеллюлоза - 0,5 - 1, лигнин - 4 - 6, вода - остальное. Использование композиции позволяет увеличить эффективность дезактивации, а также улучшить технологичность процесса за счет упрощения утилизации отходов, сокращения количества жидких радиоактивных отходов. 3 табл.

Таблица 1

Зависимость эффективности дезактивации от состава дезактивирующей композиции

п/п	Дезактивирующая композиция	Материал	Кд
1	5% NaOH + 12% ПВС (прототип)	Сталь-3	5,5
2	5% NaOH + 12% ПВС + 1% ОЭДФК + 0,5% КМЦ	Сталь-3	10,0
3	5% NaOH + 12% ПВС + 0,5% КМЦ + 1% ОЭДФК + 4% лигнина	Сталь-3	16,7
4	10% КОН + 12% ПВС + 2% ОЭДФК + 1% КМЦ + 6% лигнина	Сталь-3	75,0
5	10% КОН + 12% ПВС + 2% ОЭДФК + 1% КМЦ + 6% лигнина	X18H100T	77,8
6	7% КОН + 10% ПВС + 0,5% КМЦ + 1,5% ОЭДФК + 5% лигнина	оцинкованное железо (воздуховод) (реальное оборудование)	45,4

Таблица 2

Сорбция Cs-137 и Sr-90 кислым лигнином pH = 9,0

Время сорбции, час.	Коэффициент распределения	
	Cs-137	Sr-90
1	5,3	29,7
2	7,7	30,9
3	9,3	25,8
4	8,6	37,3
5	8,5	42,1
6	10,9	60,0
7	12,2	72,2

Таблица 3

Сорбция Cs-137 и Sr-90 нейтральным лигнином pH = 9,0

Время сорбции, час.	Коэффициент распределения	
	Cs-137	Sr-90
1	0,45	6,8
2	0,75	1,7
3	4,3	11,4
4	2,8	16,4
5	7,6	28,3
6	6,8	28,3
7	9,3	29,4

Патент РФ № 2110857 С1
МПК 6 G21F9/04

СПОСОБ ПОДГОТОВКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ К УТИЛИЗАЦИИ

Использование: при обработке жидких радиоактивных отходов, образующихся при регенерации облученного ядерного топлива. Способ включает обработку жидких радиоактивных отходов отходами

производства капролактама при следующем объемном соотношении: отходы производства капролактама 0,5-2,0; жидкие радиоактивные отходы 1,0. Затем проводят нейтрализацию раствором гидроксида натрия до pH 2-5. Полученный раствор имеет высокую химическую, радиационную и термическую устойчивость. 3 табл.

Патент РФ № 2123732 С1
МПК 6 G21F9/04, G21C19/31

СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Изобретение относится к ядерной энергетике и может быть использовано при снятии с эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах. Изобретение позволяет сократить количество отходов и повторно использовать отработавший ресурс натрия, обеспечив при этом безопасность процесса с минимумом энергетических затрат и облучения персонала. Данный результат достигается тем, что натриевый теплоноситель непосредственно в контуре реактора очищают от всех радиационно опасных нуклидов и неактивных примесей до уровней ниже контрольных. Затем натрий удаляют из контура в емкости с инертной атмосферой и после выдержки используют в качестве теплоносителя ядерных энергетических установок либо в промышленности. 4 з.п. ф-лы, 1 табл.

Основные параметры очистки натриевого теплоносителя БОР-60

Нуклеид	Удельная активность в натрии, кБк/г						Поверхностная акт., кБк/кв.см	
	Na-22	Cs-137	S-134	Sn-113	Sb-125	Zn-65	Mn-54	Co-60
Исходная активность	34	68	7,7	1,2	1	1,8	400	25
Коэффициент снижения активности	2600	3100	6,3	-	-	1,3	6	2,1

Патент РФ № 2124768 С1
МПК 6 G21F9/28

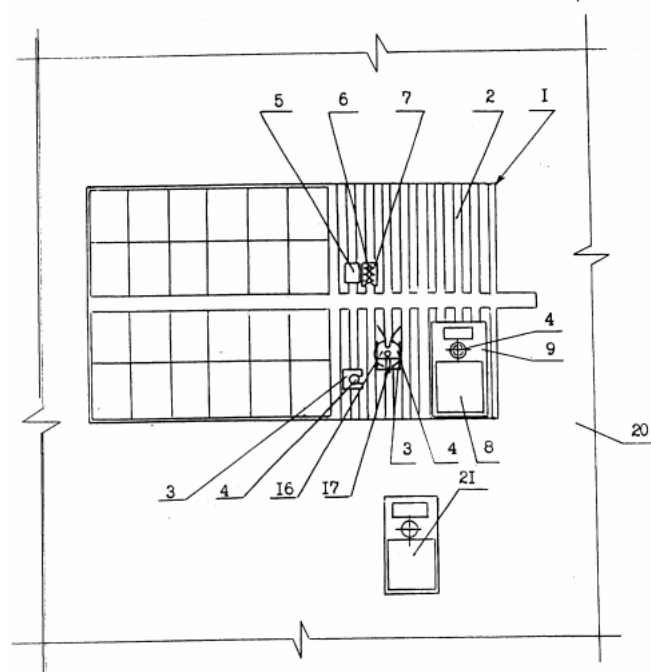
СПОСОБ ДЕЗАКТИВАЦИИ ТВЕРДОЙ ФАЗЫ ГЕТЕРОГЕННЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Изобретение относится к области обработки твердых радиоактивных отходов, образующихся при регенерации облученного ядерного топлива, и может использоваться для дезактивации твердой фазы гетерогенных радиоактивных отходов. Для увеличения степени дезактивации от долгоживущих нуклидов в раствор азотной кислоты после обработки твердой фазы радиоактивных отходов вводят растворы пероксида водорода и мочевины и продолжают обработку при концентрации азотной кислоты в растворе 0,01-0,2 моль/л. 1 табл.

Патент РФ № 2125308 С1
МПК 6 G21C19/36

СПОСОБ РАЗДЕЛКИ ДЛИННОМЕРНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Изобретение относится к области ядерных технологий, в частности к утилизации отработанных длинномерных элементов ядерного реактора, и может быть использовано на атомных станциях или спецкомбинатах. Способ заключается в разделке отработанных длинномерных элементов ядерного реактора путем размерной поперечной резки пакета их этих элементов. Длинномерные элементы размещают внутри контейнера, в качестве которого используют центральную часть отработанного реакторного канала, и производят их совместную резку. В результате можно высвободить рабочий объем хранилища высокоактивных радиоактивных отходов, снизить количество радиоактивной пыли, образующейся в процессе



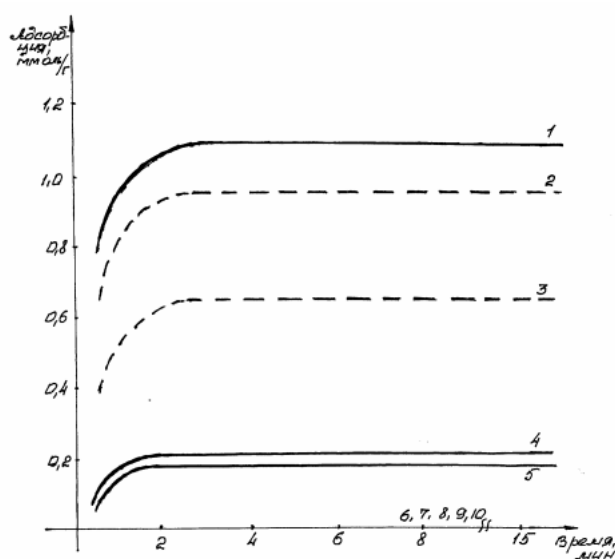
Фиг. 1

утилизации, упростить сам процесс утилизации и сократить общее время на выполнение этих работ. 2 з.п. ф-лы, 6 ил.

Патент РФ № 2127920 С1
МПК 6 G21F9/16

СПОСОБ ОБРАБОТКИ ВЫСОКОТОКСИЧНЫХ НЕОРГАНИЧЕСКИХ ОТХОДОВ

Изобретение относится к переработке высокотоксичных неорганических отходов, таких как хром-, ртуть-, мышьяк содержащих, отходов гальванического производства, преимущественно радиоактивных отходов (РАО), в частности РАО переработки ядерного топлива высокой и средней активности. Сущность изобретения состоит в том, что высокотоксичные неорганические отходы, преимущественно РАО, фиксируют в керамике путем смешения отходов с неорганической матрицей с последующими формовкой, сушкой, обжигом и охлаждением керамических блоков, причем в качестве неорганической матрицы используют бентонитовую глину с содержанием монтмориллонита 50-70 мас. % и бентонитовым числом не менее 75, а обжиг ведут при 750-900 °С в течение 4-10 ч. При этом массовое отношение радиоактивных отходов к бентонитовой глине составляет 1/9-4/10 в расчете на сумму оксидов РАО. Изобретение позволяет повысить содержание РАО в единице отвержденного объема, исключить испаряемость легколетучих РАО, упростить технологию утилизации. 7 з.п.ф-лы, 2 табл., 3 ил.



Фиг. 3.

Патент РФ № 2131152 С1
МПК 6 G21F9/12, G21F9/16

СПОСОБ ОБРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ

Изобретение относится к утилизации жидких радиоактивных отходов ядерных энергетических установок, в частности атомных электростанций, с борным регулированием в том числе. Сущность изобретения: жидкие радиоактивные отходы перед остекловыванием подвергают очистке от радионуклидов до суммарной радиоактивности в пересчете на сухой остаток не выше нормы радиационной безопасности, а соли, содержащиеся в прошедших очистку от радионуклидов жидких радиоактивных отходах, переводят в твердую фазу, отделяют от жидкой фазы и направляют на остекловывание с получением на конечной стадии технологического процесса технического стекла, стеклогранулята, формованных изделий из технического стекла, удовлетворяющих нормам радиационной безопасности, являющихся продуктом переработки радиоактивных отходов ядерной энергетической установки.

Патент РФ № 2132579 С1
МПК 6 G21F9/28, G21F9/34

СПОСОБ ХИМИЧЕСКОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПОВЕРХНОСТИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ИЗДЕЛИЙ, ЗАРАЖЕННЫХ РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ

Изобретение относится к ядерной технологии, а именно к химической дезактивации зараженных радиоактивными веществами изделий из сталей, цветных металлов и их сплавов. Способ химической

дезактивации поверхности металлических изделий, зараженных радиоактивными веществами, включает их обработку при 20 - 95°C в течение 1 - 24 ч водным дезактивирующим раствором, содержащим карбоновые кислоты, в качестве которого используют кислотные отходы производства капролактама. Способ позволяет в одну стадию и с образованием относительно небольшого объема отработанного рабочего раствора эффективно дезактивировать различные металлы и сплавы, в том числе имеющие на поверхности продукты коррозии или лакокрасочные покрытия. При этом способ является экономически выгодным, т.к. основан на использовании недефицитного и недорогого реагента - кислотных отходов производства капролактама. 1 с. и 3 з.п. ф-лы, 4 табл.

Таблиця 1

**Сравнительные данные по дезактивации образцов стали
12X18H10T**

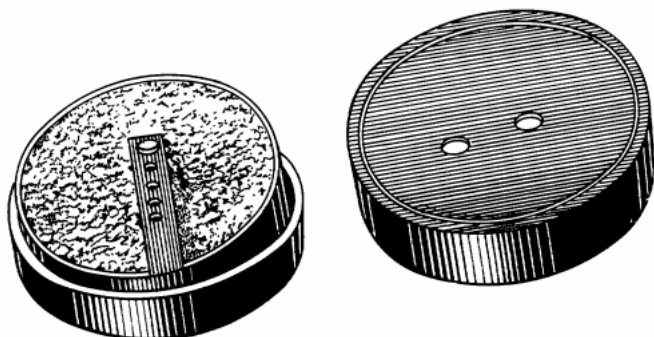
N	Состав дезактивирующего раствора	Режим дезактивации		K _{дез}	
		t, °C	τ, час	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs
1.	ОПК	95	1	5,0	8,0
2.	ОПК + 1% HNO ₃	90	1	8,0	15,0
3.	ОПК + 2 % HNO ₃	90	1	10,0	15,0
4.	ОПК + 3 % HNO ₃	85	1	12,0	16,0
5.	ОПК + 4 % HNO ₃	80	1	11,0	13,0
6.	ОПК, разбавленные в 2 раза водой, + 3% HNO ₃	95	1	6,0	8,0
7.	Прототип: 5% дигидроксивинная кислота	95	20	10,0	11,0

Патент РФ № 2137230 С1

МПК 6 G21F9/16, G21F9/22

СПОСОБ ОБЕЗВРЕЖИВАНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ И ТОКСИЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ

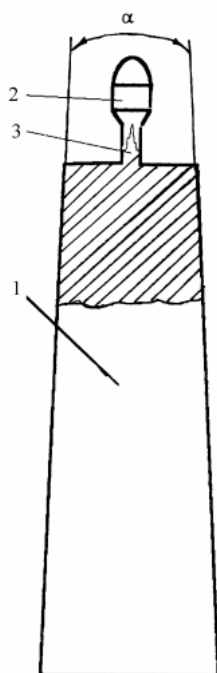
Изобретение относится к ядерной энергетике, а именно к обращению с радиоактивными отходами и токсичными материалами. Изобретение представляет способ обезвреживания жидких радиоактивных материалов, включающий заливку в капсулу, предварительно заполненную пористой керамикой и снабженную ловушкой возгонов, жидких радиоактивных или токсичных материалов, их упаривание, термолиз сухого остатка и улавливание возгонов с высокой упругостью пара, причем упаривание и термолиз сухого остатка осуществляют в капсуле, непосредственно в порах керамики, а после окончания процесса термолиза капсулу закупоривают. Процесс упаривания ведут при температуре 70-90°C, а процесс термолиза - при температуре 700-900°C. Все операции осуществляют в герметичной камере при давлении 0,01-0,05 МПа. Продукты термолиза взаимодействуют с материалом керамики и образуют стойкие химические соединения. Изобретение повышает надежность и экологическую безопасность и обеспечивает возможность использовать не только при захоронении РАО и токсичных веществ в глубинных пластах, но и для безопасного хранения в приповерхностных шахтах в условиях естественного воздушного охлаждения. 3 з.п.ф-лы, 1 ил.



Патент РФ № 2145126 С1
МПК 7 G21F9/28, G21F9/30

СЛИТОК ИЗ РАДИОАКТИВНЫХ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ОТХОДОВ И СПОСОБ ЕГО ПОЛУЧЕНИЯ

Изобретение относится к ядерной технологии и может быть использовано для дезактивации и компактирования радиоактивных металлических отходов, образующихся при регенерации ядерного топлива из тепловыделяющих сборок (ТВС) атомных реакторов и при демонтаже оборудования АЭС и радиохимических заводов. Технический результат - повышение эффективности захоронения радиоактивных металлических отходов путем исключения использования балластных материалов, а также упрощение процессов и аппаратуры. Слиток из радиоактивных металлических отходов, полученный по технологии совместной рафинирующей плавки сплавов циркония и/или нержавеющей стали в индукционной печи с "холодным" тиглем, выполнен в форме усеченного конуса, в верхнее основание которого вплавлена донной частью верхняя концевая деталь ТВС атомного реактора. В способе получения слитка из радиоактивных металлических отходов в индукционной печи с "холодным" тиглем, включающем формирование в тигле исходного расплава на охлаждаемом поддоне, загрузку в зону плавления и расплавление рафинирующих флюсов и отходов из сплавов циркония и/или нержавеющей стали, формирование слитка заданной длины и удаление из тигля полученных слитка и шлака, окончательное формирование слитка осуществляют путем впавления в него сверху донной части верхней концевой детали ТВС. 2 с. и 4 з.п. ф-лы, 2 ил.



Фиг. 1

Патент РФ № 2154317 С2

МПК 7 G21F9/12, G21F9/16

СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Использование: изобретение относится к технологии переработки жидких среднеактивных отходов АЭС, ядерных энергетических установок, радиохимических производств. Сущность изобретения: способ переработки жидких радиоактивных отходов включает сорбцию радионуклидов на природных цеолитах и цементирование полученных радиоактивных природных цеолитов с применением вяжущей системы, содержащей доменный гранулированный шлак и глинистый компонент, в смеси с раствором силиката натрия, при этом сухие компоненты вяжущей системы используют при следующем соотношении, мас. %:

природный цеолит - не более 40, доменный гранулированный шлак 51-85, глинистый компонент 3-13, а раствор силиката натрия используют в количестве, обеспечивающем молярное отношение оксида натрия, содержащегося в силикате натрия, к оксиду алюминия, содержащемуся в доменном гранулированном шлаке и глинистом компоненте, от 1 до 1,5, используемый раствор силиката натрия имеет силикатный модуль 1,5 и плотность 1,3-1,4 г/см³, сорбцию проводят в динамических условиях, рН жидких радиоактивных отходов (ЖРО) устанавливают в интервале 8-12. Использование изобретения позволяет сократить объемы ЖРО при их переработке, использовать технологию цементирования для иммобилизации отработанного сорбента в механически прочный и водостойчивый геоцемент, повысить водостойчивость получаемых цементных компаундов, повысить безопасность и понизить стоимость переработки ЖРО и последующего хранения радиоактивных геоцементов, не требует перехода к высокоэнергоемкой технологии переработки высокоактивных сорбентов. 3 з.п. ф-лы.

Патент РФ № 2156001 С1
МПК 7 G21F9/28, G21J3/00

СПОСОБ ОБРАБОТКИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Изобретение относится к утилизации радиоактивных отходов (РАО). РАО помещаются в зону ядерного взрыва оружейного плутония, где они пронизываются интенсивным потоком нейтронов и превращаются в пар, который конденсируется в частицы порядка 10-6 см. Под действием потока нейтронов и тепловой энергии от взрыва оружейного плутония происходит трансмутация нуклидов в необходимых количествах и разделение на короткоживущие и долгоживущие в состоянии конденсации из паробразного состояния путем центрифугирования. Технический результат заключается в мирном использовании оружейного плутония, в использовании продуктов взрыва для производства электроэнергии и в производстве трансурановых элементов.

Патент РФ № 2171511 С1
МПК 7 G21F9/28

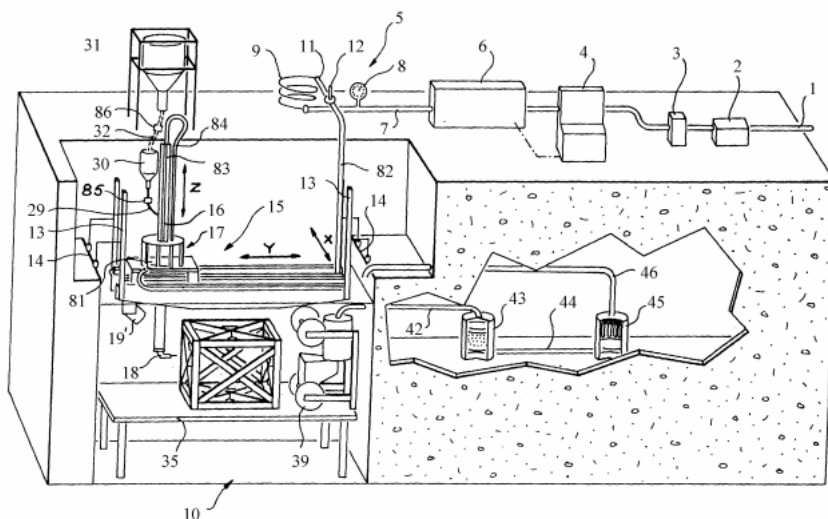
СПОСОБ ИСКРОДУГОВОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ В ВОДЕ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПОВЕРХНОСТЕЙ

Изобретение относится к ядерной технике и может быть использовано для дезактивации загрязненных радионуклидами металлических поверхностей оборудования атомных энергетических установок. Сущность изобретения: изделие с загрязненной радионуклидами металлической поверхностью размещают в рабочей емкости, устанавливают подвижный электрод с зазором по отношению к дезактивируемой поверхности и подключают изделие и электрод к выводам импульсного генератора. Затем подают в зазор воду и зажигают искродуговой разряд. Высокая температура искродугового разряда вызывает оплавление поверхностного слоя металла. Под действием силы электрогидравлического удара происходит гашение разряда, при этом расплавленный металл выбрасывается из лунки и гранулируется в холодной воде. Преимуществами заявленного способа являются значительное уменьшение количества выходящих из зоны обработки газообразных и аэрозольных радиоактивных отходов и образование из радиоактивной расплава гранул заданного размера. 6 з.п. ф-лы.

Патент РФ № 2172031 С2
МПК 7 G21C19/36, G21C7/06

УСТАНОВКА ДЛЯ ДИСТАНЦИОННОГО ДЕМОНТАЖА РАДИОАКТИВНЫХ КОНСТРУКЦИЙ

Изобретение относится к области ядерной техники. Сущность изобретения: установка содержит подвижный относительно конструкции и ориентируемый в пространстве модуль резания. На модуле закреплена головка резания, выбрасывающая под давлением струю воды и абразивных частиц. На модуле закреплены датчик расстояния до радиоактивной конструкции, дозиметр и устройство дезактивации. Датчик расстояния представляет собой щуп. Устройство дезактивации выполнено в виде вертушки. Установка также содержит устройство сбора абразивных частиц и мелких отходов резания и видеокамеру наблюдения за конструкцией. Технический результат заключается в создании инструмента с большей подвижностью, а также включении в установку специальных средств измерения и снижения радиоактивного заражения радиоактивных конструкций, при этом обеспечивается сбор отходов резания. 10 з.п.ф-лы, 5 ил.

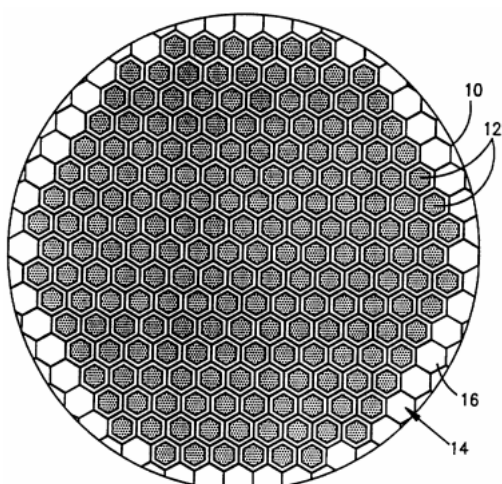


Фиг. 1

Патент РФ № 2176826 С2
МПК 7 G21C1/00

ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР (ВАРИАНТЫ), СПОСОБ ЭКСПЛУАТАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА (ВАРИАНТЫ) И АКТИВНАЯ ЗОНА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА (ВАРИАНТЫ)

Изобретение относится к конструкциям легководных ядерных реакторов, в которых в качестве топлива применяется торий. Активные зоны ядерного реактора, содержащие запальную зону и зону воспроизводства, применяются для сжигания торцевого топлива вместе с обычным реакторным топливом, включающим непролиферативный обогащенный уран, а также оружейный и реакторный плутоний. В первом варианте активная зона является полностью "непролиферативной", поскольку ни реакторное топливо, ни произведенные отходы не могут использоваться для изготовления ядерного оружия. Во втором варианте изобретения активная зона применяется для сжигания больших количеств оружейного плутония вместе с торием и обеспечивает подходящее средство, с помощью которого могут быть уничтожены накопленные запасы оружейного плутония и преобразована выделившаяся энергия в электрическую энергию. Активные зоны в обоих вариантах изобретения состоят из множества запально-воспроизводящих модулей, которые имеют центрально расположенные запальные зоны, окруженные круговыми зонами воспроизводства. Запальные зоны содержат урановые или плутониевые топливные стержни, а зоны воспроизводства содержат ториевые топливные стержни. Отношение объемов замедлителя к топливу и относительные размеры запальной зоны и зоны воспроизводства оптимизированы таким образом, чтобы ни в одном из вариантов изобретения не производились отходы, которые могут быть использованы для изготовления ядерного оружия. Для первого варианта изобретения применена также новая схема пополнения топлива для максимального увеличения утилизации топлива запальной зоны, а дополнительно при этом обеспечивается гарантия того, что отработанное ядерное топливо не сможет быть использовано для изготовления ядерного оружия.

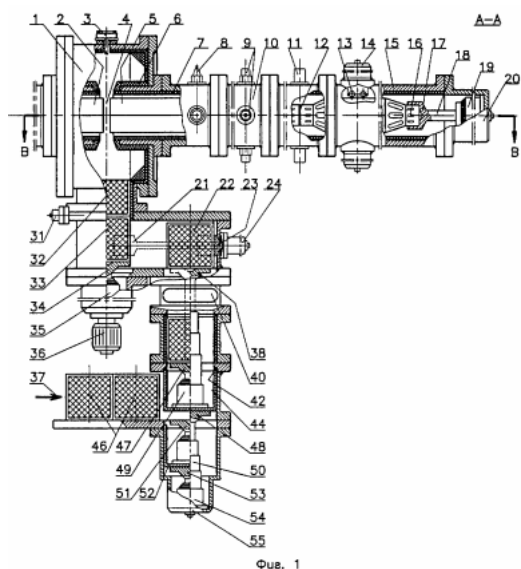


Фиг. 1

Патент РФ № 2199162 С1
МПК 7 G21C19/44, G21F9/28

СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА (ОЯТ) И УСТРОЙСТВО ДЛЯ ЕГО ОСУЩЕСТВЛЕНИЯ

Изобретение относится к ядерной технике и технологии, преимущественно для переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), а также для фторирования и хлорирования. Способ переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) включает переработку ОЯТ химическими средствами. В качестве исходных реагентов используют химически активные газы. Перерабатываемое ОЯТ в виде, например, отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС) сдвигают внутри технологического реактора навстречу друг другу вдоль общей продольной оси до образования между торцевыми поверхностями ТВС технологического зазора. В указанном зазоре создают электроискровые процессы, инициирующие технические реакции. Для дополнительного инициирования таких реакций и одновременного проведения в том же технологическом реакторе переработки любых других радиоактивных материалов и отходов, в том числе и бесформенных, используют лазерное излучение. Устройство для переработки отработавшего ядерного топлива содержит наружный защитный корпус и технологические секции, а также системы подачи исходных химических реагентов и вывода образующихся веществ. Герметичный корпус технологического реактора снабжен двумя противоположно и соосно расположенными технологическими ветвями управляемой встречной подачи перерабатываемых ТВС. Каждая технологическая ветвь включает секции: токоподвода, охлаждения, стыковочной сварки ТВС и шлюзовую систему с транспортными механизмами. Корпус реактора снабжен узлами ввода лазерных излучений с обеспечением их сканирования. В нижней части под основной технологической зоной корпус технологического реактора снабжен узлом ввода контейнеров. Эти контейнеры заполняются любыми перерабатываемыми радиоактивными материалами и отходами, поступающими через смонтированную для этого дополнительную шлюзовую систему вертикального типа. Изобретение позволяет создать более экологически чистую технологию переработки ТВС, повысить эффективность переработки ТВС и ядерную безопасность процессов переработки ОЯТ и других радиоактивных материалов и отходов. 2 с. и 8 з.п. ф-лы, 5 ил.



Патент РФ № 2200353 С1
МПК 7 G21F9/00, G21G1/12

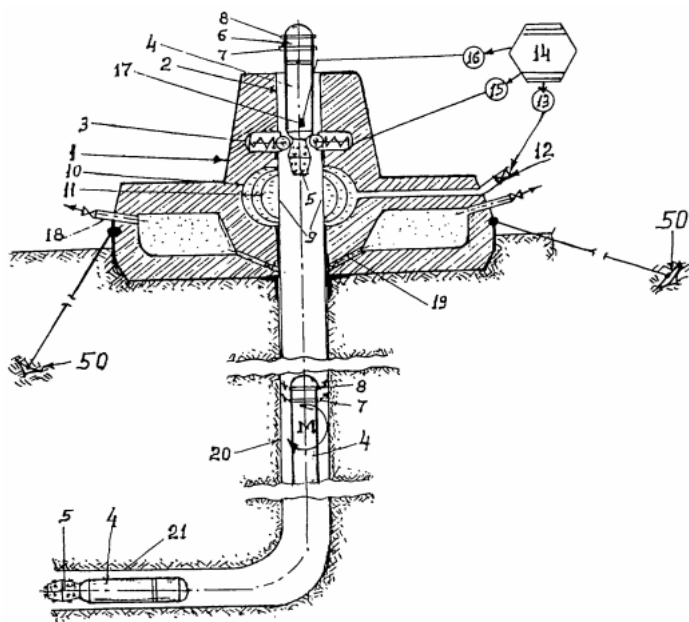
СПОСОБ ДЕЗАКТИВАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Изобретение относится к ядерной энергетике и может быть использовано для обезвреживания радиоактивных отходов, преимущественно продуктов распада ядерных реакторов. Способ дезактивации радиоактивных отходов заключается в том, что радиоактивные отходы, размещенные в изолированном объеме, подвергают облучению, сообщаемому ядрам содержащихся в них долгоживущих радиоактивных изотопов дополнительную энергию, индуцирующую их ускоренный распад, при этом облучение осуществляют импульсно-периодическим потоком квантов жесткого тормозного излучения с концентрацией квантов от 10^{11} до 10^{12} квантов/см³ и энергией квантов, большей энергии распада долгоживущих радиоактивных изотопов, например от 1 до 5 МэВ. Облучение осуществляют при начальной концентрации долгоживущих радиоактивных изотопов в радиоактивных отходах в пределах от 1 до 10% и заканчивают при снижении этой концентрации ниже 0,5%. Энергию, выделяющуюся в результате индуцированного распада радиоактивных изотопов, утилизируют. Технический результат заключается в сокращении времени дезактивации и обеспечении возможности использования энергии распада. 1 з.п.ф-лы, 1 ил.

Патент РФ № 2206133 С2
МПК 7 G21F9/24

ТЕХНИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ ТОКСИЧНЫХ И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Изобретение предназначено для утилизации и захоронения токсичных и радиоактивных отходов химической и ядерной технологий путем погружения этих отходов в выработки, образованные в геоструктурах. Технический комплекс для захоронения токсичных и радиоактивных отходов содержит контейнер с отходами, агрегат для размещения в его корпусе контейнера и последующего погружения контейнера в выработку, образованную в геологических структурах. Комплекс снабжен установкой, размещенной на поверхности грунта, имеющей сквозное отверстие для расположения в установке указанного агрегата. При этом агрегат выполнен в виде удлиненного полого тела и снабжен расположенными в его корпусе генератором рабочего агента, аккумулятором сжатого газа, программированным блоком управления. Последний соединен связями управления с генератором рабочего агента и аккумулятором сжатого газа. Корпус агрегата по своим торцам снабжен полыми рабочими органами, оснащенными в своих стенках установленными соплами. Полости рабочих органов соединены магистралями с генератором рабочего агента и аккумулятором сжатого газа. Оси сопел ориентированы своей частью вдоль продольной оси агрегата по его торцам. Другая часть сопел ориентирована под углами к диаметральной плоскости сечения корпуса агрегата. Изобретение позволяет упростить процесс захоронения, сократить общие затраты на его осуществление, автономизировать процесс подготовки всех агрегатов технического комплекса к работе, повысить экологическую безопасность всего процесса захоронения. 6 з.п.ф-лы, 8 ил.



Фиг. 1

Патент РФ № 2210123 С2
МПК 7 G21F9/28

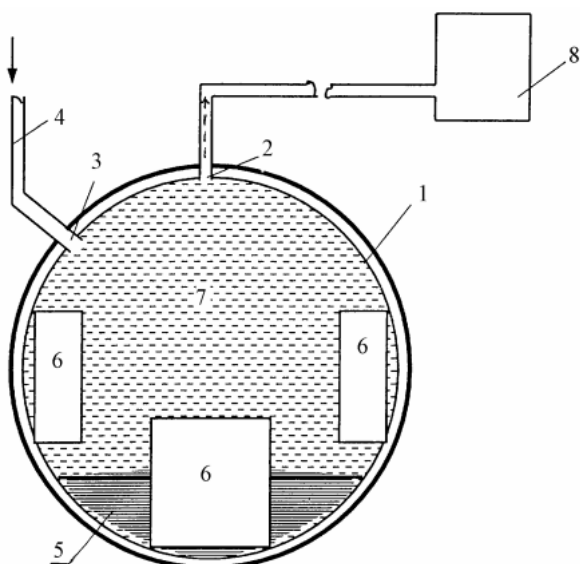
СПОСОБ ОЧИСТКИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПОВЕРХНОСТЕЙ ОТ РАДИОАКТИВНЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ

Изобретение относится к ядерным технологиям, а именно к дезактивации металлических поверхностей, загрязненных прочнофиксированными радионуклидами. Сущность изобретения: способ очистки металлических поверхностей, загрязненных радионуклидами, включает стадию формирования на очищаемой поверхности легкосъемной полимерной пленки, образующейся после нанесения пленкообразующей композиции. В состав пленкообразующей композиции входят водорастворимый пленкообразователь, пластификатор, поверхностно-активное вещество, а также минеральные кислоты в количестве, обеспечивающем рН раствора в области 0,5-2. Процесс дезактивации проводят при анодной поляризации обрабатываемой поверхности с плотностью проходящего тока 0,2-7,5 А/дм². Затвердевшую полимерную пленку удаляют вместе с фиксированными в ней радионуклидами. Преимущества изобретения заключаются в том, что оно позволяет осуществлять глубокую очистку металлических поверхностей от радиоактивных загрязнений без образования жидких отходов. 2 з.п.ф-лы, 5 табл.

Патент РФ № 2212070 С2
МПК 7 G21F9/28, B09B5/00

СПОСОБ КОНСЕРВАЦИИ ЗАТОПЛЕННЫХ ОТСЕКОВ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК ДЛЯ ДЛИТЕЛЬНОГО ХРАНЕНИЯ

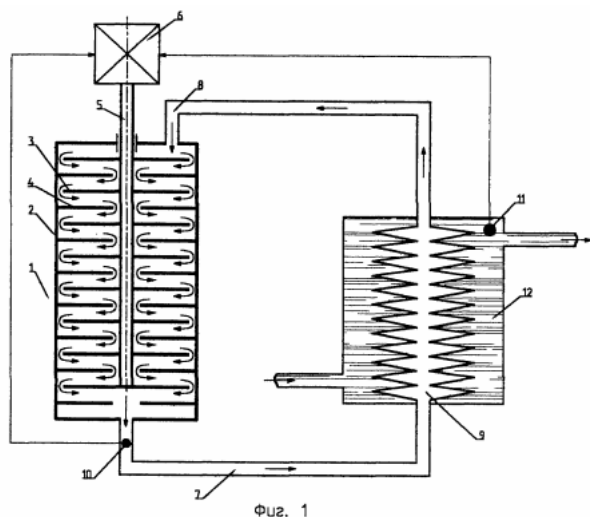
Изобретение относится к области ядерной энергетики и касается вопросов консервации затопленных отсеков ядерных энергетических установок для длительного хранения. Способ консервации отсеков ядерных энергетических установок включает заполнение реакторного отсека жидким раствором отверждающихся веществ. В корпусе отсека образуют по крайней мере два отверстия, одно из которых выполняют в верхней его части. Заполнение реакторного отсека жидким раствором отверждающихся веществ осуществляется по трубопроводу через второе отверстие. Указанный раствор представляет собой смесь неорганических вяжущих материалов. Смесь содержит раствор соли-электролита с плотностью 1,2-1,3 г/см³, окись магния и вещество, стойкое к выщелачиванию водой, например окись кремния. Вытесняемую в результате этого из отсека жидкость через расположенное в верхней его части отверстие направляют в накопительный резервуар для жидких радиоактивных отходов для дальнейшей их утилизации. В результате использования изобретения решается задача консервации затопленных реакторных отсеков с помощью недорогих природных материалов, обеспечивающих надежную ядерную, радиационную и экологическую безопасность при их длительном хранении, а также при необходимости их подъема и транспортировки в места длительного хранения. 1 ил.



Патент РФ № 2214013 С2
МПК 7 G21F9/28

СПОСОБ ДЕЗАКТИВАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Изобретение относится к области ядерной энергетики, а точнее к технологии дезактивации и утилизации радиоактивных отходов от деятельности АЭС, научных учреждений, промышленных и медицинских предприятий, использующих различного рода радиоактивные изотопы. Способ состоит в том, что жидкие и/или твердые отходы помещают в жидкую среду и осуществляют их дополнительную активацию путем воздействия на отходы кавитацией. Кавитация генерируется в жидкой среде путем приложения циклических знакопеременных нагрузок. При этом данные нагрузки создают изменение объема среды. Технический результат: осуществление обработки радиоактивных отходов и утилизации тепловой энергии, выделяющейся в процессе дезактивации. 9 з.п. ф-лы, 2 ил.



Патент РФ № 2224790 С2
МПК 7 C11D1/72, C11D1/722, C11D3/04, C11D17/00, G21F9/00, C23G1/14

ОБЕЗЖИРИВАЮЩАЯ КОМПОЗИЦИЯ И СПОСОБЫ ЕЕ ПРИМЕНЕНИЯ

Изобретение касается обезжиривающей композиции, а также жидкости, геля и пены на ее основе, которая пригодна для обезжиривания и дезактивации поверхностей, особенно металлических, таких как оборудование, установки, полы на заводах по переработке облученного ядерного топлива. Указанная

композиция включает: 1) основание с концентрацией ионов ОН- в пределах 0,1-1,5 моль/л, 2) 0,01-1,5 мас. % полиэтокселированного жирного спирта или насыщенный, или ненасыщенный, 3) 0,025-1,5 мас. % сополимера этиленоксида и пропиленоксида и 4) воду. Также описаны способы обезжиривания и/или дезактивации поверхностей с помощью указанной композиции. Технический результат - эффективное и быстрое обезжиривание поверхности, а также снижение объема образующихся отходов. 11 с. и 13 з.п.ф-лы, 7 табл.

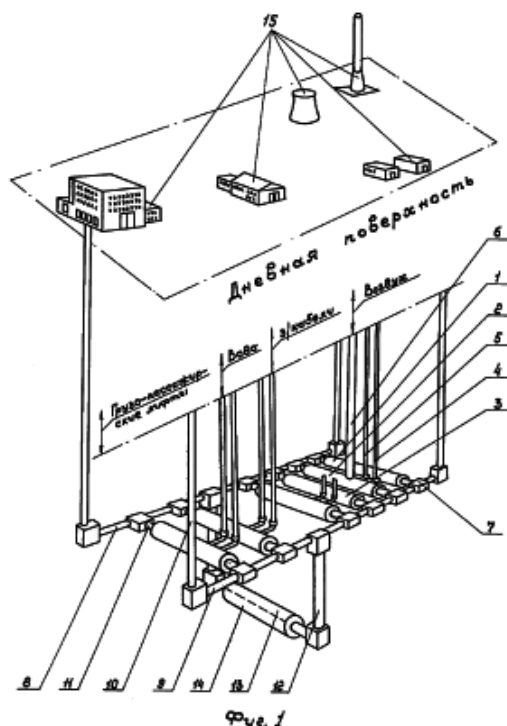
Патент РФ № 2273901 С2

МПК

G21D5/00 (2006.01)

ПОДЗЕМНАЯ АТОМНАЯ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯ

Изобретение относится к промышленным сооружениям и может быть использовано при строительстве подземных атомных электростанций (АЭС). АЭС включает размещенные в подземных выработках технологические блоки в составе одного атомного энергетического блока. Блок содержит реакторную и турбогенераторную установки с транспортно-технологическим отделением и связанные с ним системы сбора и переработки радиоактивных отходов (РО), имеющие выходы на поверхность, систему водооборота, систему приточно-вытяжной вентиляции, кабельные трассы и транспортно-коммуникативные магистрали. Подземные выработки под блоки размещены на двух сообщающихся уровнях. На верхнем размещены, по крайней мере, один блок, система сбора и переработки РО и система приточно-вытяжной вентиляции. На нижнем размещены хранилище отработавшего ядерного топлива и могильник РО. Одноименные концы туннелей под блоки соединены туннелями под транспортно-коммуникативные магистрали, туннели для размещения реакторной установки. Реакторная установка размещена в заглубленном кессоне и снабжена изолирующей оболочкой. Последняя образует совместно со стенками кессона и перегородкой прочноплотную вакуумируемую выгородку, сопряженную с транспортно-технологическим отделением блока. В реакторной установке блока использован реактор на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Обеспечивается высокая эффективность и экологическая чистота получения электроэнергии, ядерная и радиационная безопасность эксплуатации подземной АЭС. 17 з.п. ф-лы, 2 ил.



Патент РФ № 2277599 С2

МПК

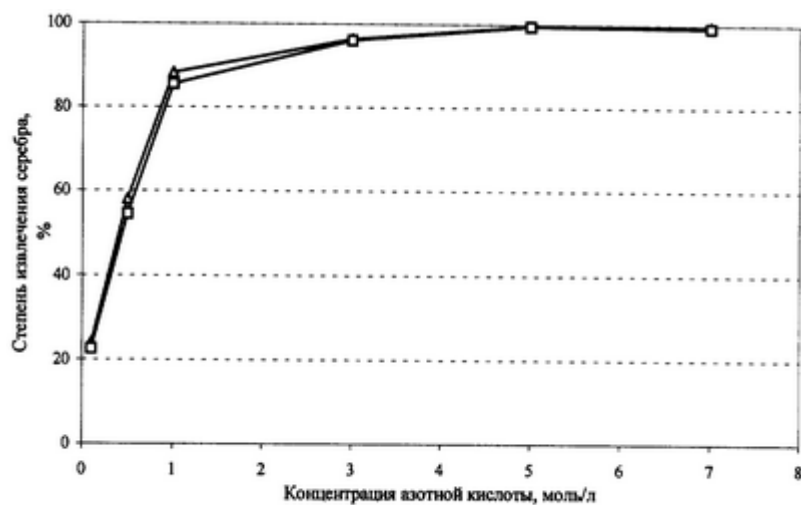
C22B11/00 (2006.01)

C22B3/04 (2006.01)

G21F9/28 (2006.01)

СПОСОБ ИЗВЛЕЧЕНИЯ СЕРЕБРА ИЗ ОТРАБОТАННЫХ СОРБЕНТОВ, СОДЕРЖАЩИХ ЙОД-129

Изобретение относится к области переработки и утилизации твердых радиоактивных отходов радиохимических предприятий атомной промышленности, в частности к способу иммобилизации йода-129 и извлечению серебра из отработанных сорбентов, которое может быть использовано для изготовления йодного поглотителя. Серебросодержащий сорбент обрабатывают нагретым до 75-80°C щелочным раствором гидразин-нитрата с концентрацией по щелочи от 30 до 100 г/л и по гидразину - от 15 до 50 г/л. Раствор выдерживают не менее 60 минут и сливают в отдельную емкость для концентрирования из него йода-129. Промывку сорбента осуществляют водой. Затем сорбент обрабатывают азотной кислотой с концентрацией от 3 до 10 моль/л, нагретой до 80°C, в течение 30 минут. Техническим результатом является повторное использование серебра из отработанного сорбента и увеличение срока эксплуатации узла йодной очистки при переработке облученного ядерного топлива с минимальными затратами. 1 ил., 2 табл.

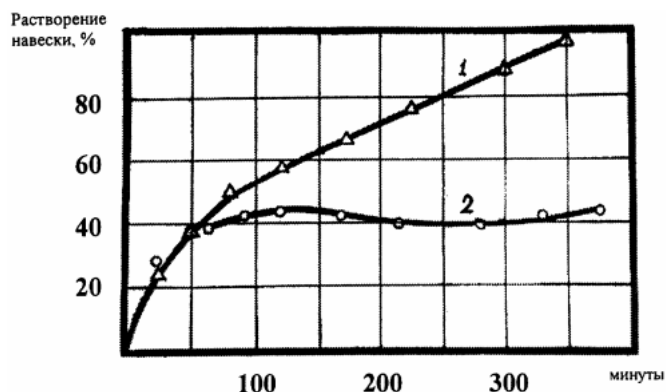


Патент РФ № 2285963 С1
МПК
G21F9/30 (2006.01)

Δ по сорбенту □ по раствору

СПОСОБ ДЕЗАКТИВАЦИИ КОНТУРА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Изобретение относится к области дезактивации. Сущность изобретения: способ дезактивации контура ядерного реактора включает обработку внутренних поверхностей раствором щавелевой кислоты с одновременной очисткой дезактивирующего раствора от растворенных продуктов коррозии на ионообменных фильтрах, заполненных анионитом в оксалатной форме. Фильтры с анионитом в оксалатной форме периодически регенерируют раствором азотной кислоты. Преимущества изобретения заключаются в уменьшении количества отходов при дезактивации. 1 з.п. ф-лы., 1 табл., 2 ил.



Фиг. 2

Патент РФ № 22866 12 С1

МПК

G21 F9/04 (2006.01)

G21 F9/08 (2006.01)

G21 F9/12 (2006.01)

СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Изобретение относится к технологии обращения с жидкими радиоактивными отходами ядерного топливно-энергетического цикла и может быть использовано в процессе переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Способ включает предварительное концентрирование, озонирование, микрофильтрацию кубового остатка с разделением на фракции пермеата и концентрата и ионоселективную очистку пермеата ионоселективным сорбентом, причем микрофильтрацию проводят, по меньшей мере, в две стадии, пермеат каждой предыдущей стадии микрофильтрации направляют на микрофильтрацию в качестве исходного раствора для последующей стадии микрофильтрации, а на заключительной стадии микрофильтрации пермеат от микрофильтрации направляют на утилизацию, концентрат, полученный на каждой последующей стадии микрофильтрации, смешивают с исходным раствором для предыдущей стадии микрофильтрации, а концентрат, полученный на первой стадии микрофильтрации, направляют на кондиционирование и захоронение, ионоселективный сорбент добавляют в пермеат предыдущей стадии микрофильтрации перед окончательной стадией микрофильтрации. Задача изобретения - сокращение объема радиоактивных отходов за счет глубокой очистки ЖРО с высоким солесодержанием от радионуклидов и выделение последних в компактной форме труднорастворимых соединений, при соответствующем повышении коэффициента очистки солей, выделяющихся на стадии обработки кубового остатка, снижение и оптимизация расхода, взаимодействующих с исходным раствором, а также с получаемыми в дальнейшем пермеатом и концентратом.

Патент РФ № 2297055 С1

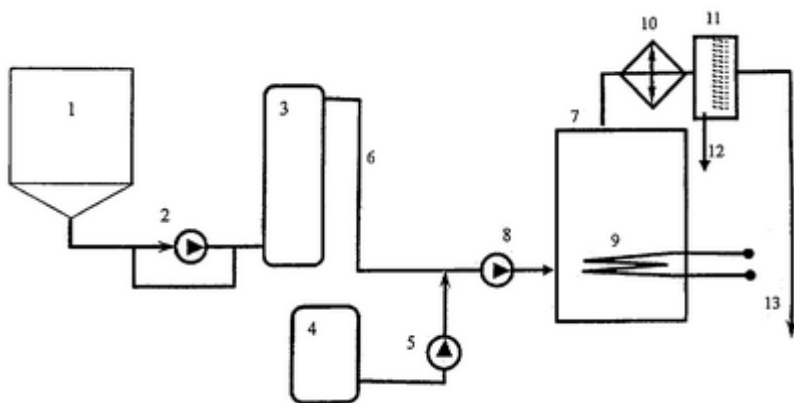
МПК

G21 F9/12 (2006.01)

G21 F9/20 (2006.01)

СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ КУБОВОГО ОСТАТКА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

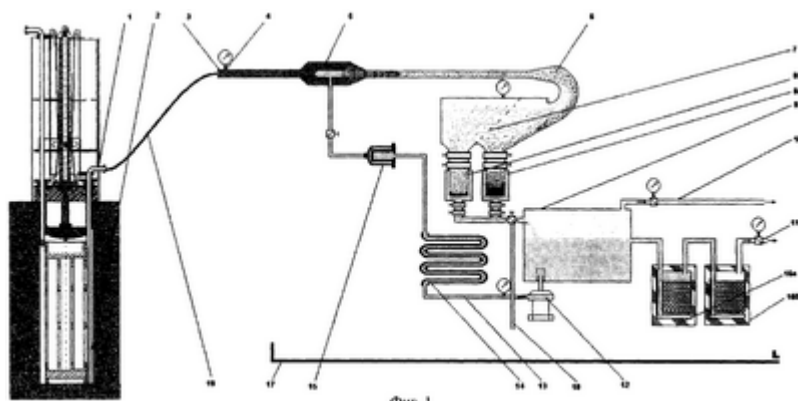
Изобретение относится к области ядерной энергетики, в частности к переработке кубовых остатков жидких радиоактивных отходов ядерных установок, например отходов атомных электростанций. Переработку кубового остатка жидких радиоактивных отходов осуществляют пропусканием его через селективный к цезию неорганический сорбент для очистки от радионуклидов цезия-137. В качестве селективного к цезию неорганического сорбента используют ферроцианидные сорбенты. Затем проводят окисление с последующим отделением радиоактивного шлама, содержащего гидроксид кобальта-60. Окисление осуществляют кислородсодержащими окислителями, не содержащими озона, при температуре не ниже температуры кипения кубового остатка и при давлении выше давления насыщенного пара жидкости для этой температуры. Изобретение позволяет упростить, удешевить и одновременно повысить безопасность способа, а также ускорить процесс переработки за счет сокращения времени выполнения операции окисления. 2 з.п. ф-лы, 1 табл., 1 ил.



Патент РФ № 2313145 С1
МПК
G21F9/00 (2006.01)

УСТАНОВКА ДЛЯ УДАЛЕНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, СОДЕРЖАЩИХ ТВЕРДЫЕ ЧАСТИЦЫ ДЕЛЯЩИХ МАТЕРИАЛОВ, ИЗ ЯЧЕЕК БЛОКА СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Изобретение относится к области ядерной энергетики, в частности к методам обращения с радиоактивными отходами, и может быть использовано при демонтаже и утилизации отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), находящегося во временных хранилищах. Установка для удаления жидких радиоактивных отходов, содержащих твердые частицы делящихся материалов, из ячеек блока сухого хранения отработавшего ядерного топлива содержит по меньшей мере один узел сопряжения с ячейкой блока сухого хранения, трубопровод подачи отходов, соединенный с эжектором, центробежный сепаратор, установленный на выходе камеры смешения эжектора, выполненный в виде плоского поворотного диффузора, снабженного разделительной решеткой, механические фильтры-контейнеры, снабженные микрофильтрами, емкость с рабочей жидкостью, по меньшей мере, один электронасос, обеспечивающий подачу рабочей жидкости по напорной магистрали на вход эжектора, соединительные трубопроводы, отводящие магистрали жидких и газообразных продуктов, дистанционно управляемая запорная арматура, контрольно-измерительные приборы. Узел сопряжения с ячейкой блока сухого хранения выполнен в виде цилиндрического корпуса. По образующей корпуса установлены трубки, перемещающиеся в вертикальной плоскости на скользящих опорах. В нижней части корпуса установлено самонаводящееся устройство стыковки с ячейкой блока, выполненное в виде полрой пробки с крышкой. Пробка снабжена проходными отверстиями для трубок и основанием, соединенным с упомянутой крышкой винтом, установленным по оси пробки. Установка позволяет решить задачу безопасного удаления суспензии радиоактивных отходов из блоков сухого хранения с одновременной очисткой извлекаемых отходов от твердых частиц делящихся материалов и с обеспечением возможности очистки вторичных жидких отходов от радионуклидов. 7 з.п. ф-лы, 2 ил.

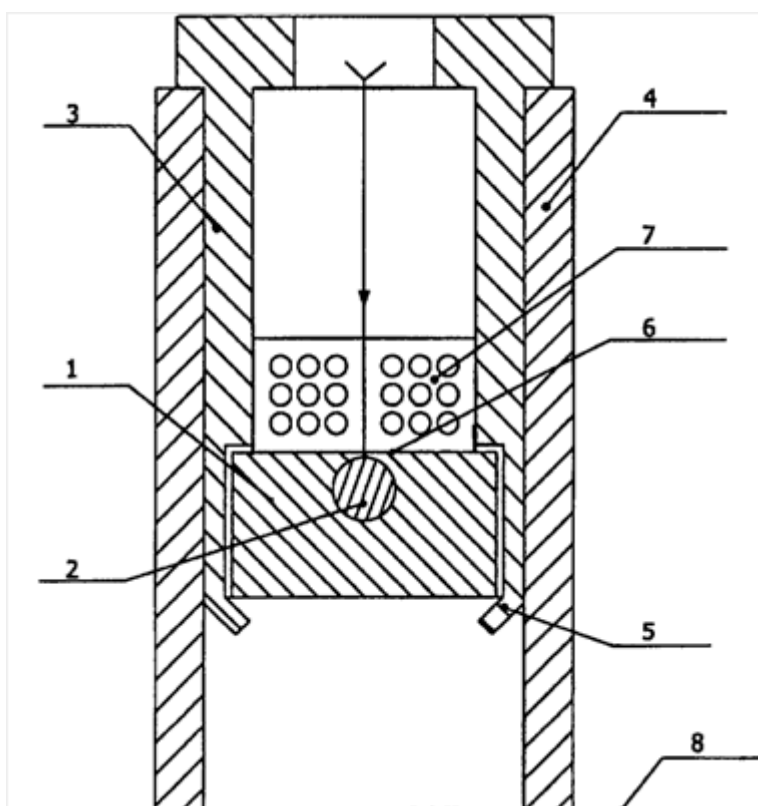


Фиг. 1

Патент РФ № 2336583 С1
МПК
G21F5/015 (2006.01)

СПОСОБ ИЗВЛЕЧЕНИЯ ИСТОЧНИКА ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Изобретение относится к ядерной энергетике, а точнее к области разрядки устройств, содержащих источники ионизирующего излучения, радионуклиды, в том числе твердые радиоактивные отходы. Способ извлечения источника ионизирующего излучения, например, представляющего собой радионуклид в герметичной капсуле, включает в себя вскрытие контейнера и извлечение источника. При этом на плоскость устанавливают кожух, плотно размещают в кожухе и фиксируют контейнер с источником с удалением от плоскости на величину не менее длины источника, в контейнер со стороны выходного окна источника вводят прокладку и осуществляют силовое воздействие на нее величиной, обеспечивающей выход источника из контейнера, причем вектор силового воздействия ориентируют вдоль оси корпуса контейнера. При реализации предлагаемого способа повышается радиационная безопасность и обеспечивается возможность повторного использования контейнера. 1 ил.



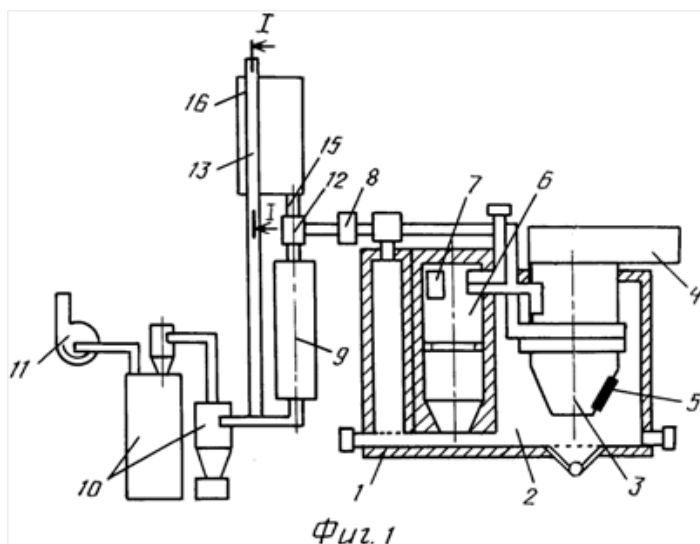
Патент РФ № 2339099 С1

МПК
G21F9/00 (2006.01)

УСТАНОВКА ДЛЯ СОВМЕСТНОЙ УТИЛИЗАЦИИ ТВЕРДЫХ И ЖИДКИХ ОТХОДОВ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ РАДИОАКТИВНЫМИ КОМПОНЕНТАМИ

Изобретение относится к области утилизации органосодержащих отходов, загрязненных радиоактивными компонентами (спецодежда, фильтры, смывные воды и т.п.), образующихся в ходе технологических процессов. Установка для совместной утилизации твердых и жидких отходов, загрязненных радиоактивными компонентами, содержит термореактор, циклонную топку, каталитический дожигатель, кожухотрубчатый теплообменник, систему газоочистки и дымосос. Термореактор снабжен обогревательной камерой с размещенной в ней камерой термического разложения. Камера термического разложения снабжена устройствами для загрузки отходов и выгрузки коксозольного остатка. Циклонная топка снабжена горелкой. Установка также снабжена газораспределителем и горизонтальной испарительной ванной. Газораспределитель размещен на входе в кожухотрубчатый теплообменник. Дно испарительной ванны содержит систему

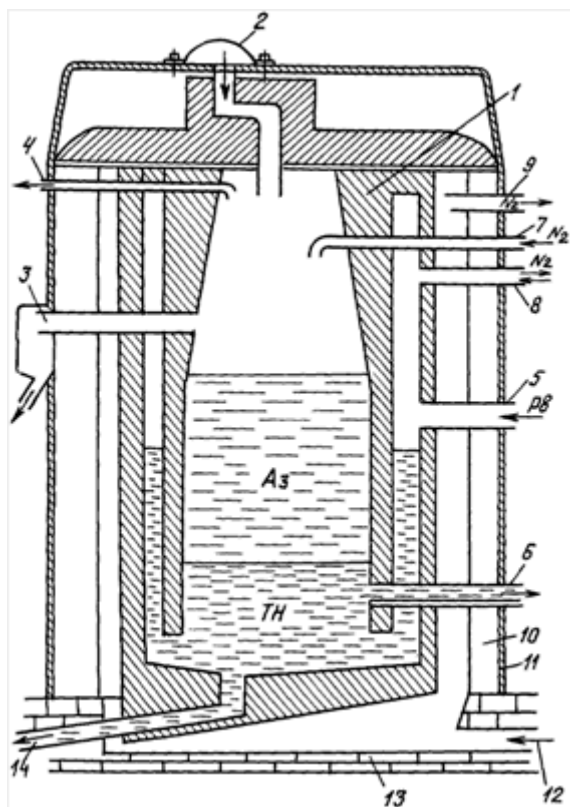
дымогарных каналов. Вход в каналы соединен с газораспределителем, а выход - с входом в систему газоочистки. В боковых стенках испарительной ванны могут быть выполнены переливные щели. Эти щели обеспечивают уровень находящейся в ванне жидкости, соответствующий требованиям ядерной безопасности. Изобретение позволяет одновременно утилизировать твердые и жидкие отходы, содержащие радиоактивные компоненты, без использования дополнительных источников тепловой энергии и с соблюдением требований ядерной безопасности. 1 з.п. ф-лы, 2 ил.



Патент РФ № 2344500 С2
МПК
G21C1/02 (2006.01)

ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР С АКТИВНОЙ ЗОНОЙ В ВИДЕ СОЛЕВОГО РАСПЛАВА

Изобретение относится к энергетическим реакторам на быстрых нейтронах с активной зоной в виде солевого расплава. Ядерный реактор с активной зоной в виде солевого расплава имеет свинцовый теплоноситель. Теплоноситель непосредственно контактирует с активной зоной и циркулирует в первичном теплообменном контуре. Исходное ядерное топливо состоит из хлорида калия и тетраоксида урана. Тетраоксид обогащен по урану-235 до 24%. Предпочтительно внутренняя полость активной зоны выполняется цилиндрической, переходящей в конусообразную. Активная зона может быть опоясана через стенку из нитрида алюминия цилиндрическим слоем теплоносителя. Теплоноситель вводится тангенциально и вступает в непосредственный контакт с топливным солевым расплавом в нижней части активной зоны. Толстостенный цилиндр жидкого свинца является частью радиационной защиты. Изобретение позволяет повысить безопасность реактора, увеличивать КПД с ростом температуры теплоносителя, сократить время оборота ядерного топлива, объем и радиоактивность отходов. 3 з.п. ф-лы, 1 ил.



Патент РФ № 2357311 С2
МПК
G21F9/28 (2006.01)

СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Изобретение относится к области химической и радиохимической промышленности и может быть использовано для регенерации отработавшего ядерного топлива, главным образом дисперсионных твэлов с композициями (керметами) типа Ве - UBe13, Ве - UO₂, и возврата обогащенного урана в топливный цикл, извлечения (утилизации) урана и бериллия из отходов производства уран-бериллиевых композиций. В способе переработки отработавшего уран-бериллиевого ядерного топлива отработавшие твэлы и тепловыделяющие сборки рубят на куски, погружают в воду и растворяют их подачей в раствор газообразного фтористого водорода. По окончании процесса растворения отделяют твердые части, отделяют пульпу от раствора фторида бериллия, промывают, нагревают пульпу, обрабатывают паром и при необходимости подвергают выделенный диоксид урана дополнительной очистке. Изобретение позволяет упростить способ переработки отработавшего ядерного топлива, преимущественно композиций типа Ве - UBe13, Ве - UO₂, а также увеличить безопасность при проведении процесса. 3 з.п. ф-лы.

Патент РФ № 2363060 С2
МПК
G21F9/28 (2006.01)

СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО БЕРИЛЛИЯ

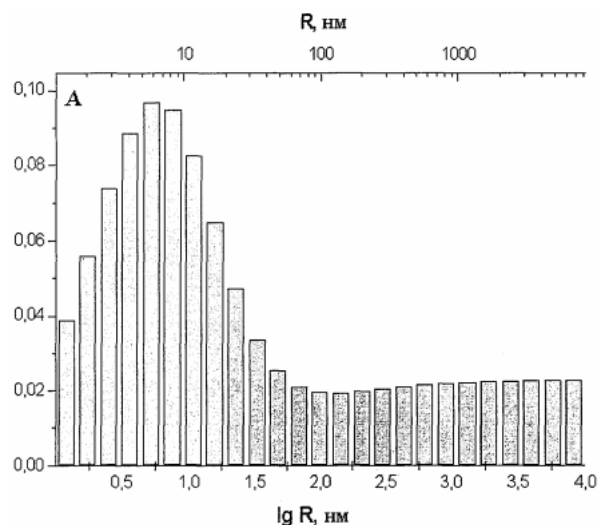
Изобретение относится к ядерной технике и может быть использовано при утилизации и захоронении облученных изделий из бериллия, применяемых в качестве отражателя и замедлителя нейтронов ядерных реакторов, а также компонентов blankets и других элементов термоядерного реактора. Заявляемый способ позволяет снизить объем высокоактивных отходов, что приведет к повышению безопасности и снижению стоимости при последующем хранении. Извлекают облученный бериллий или изделия из него из ядерного реактора, удаляют поверхностные загрязнения путем стравливания поверхностного слоя в кислоте, удаляют тритий,

отжигая в среде инертного газа в присутствии водородопоглощающих материалов, растворяют бериллий в соляной кислоте, добавляют азотнокислый лантан и едкий натрий, удаляют осажденные радиоактивные примеси, переводят раствор в кислый и осаждают бериллий из раствора, добавляя в него водный раствор аммиака. Техническим эффектом является снижение объема высокоактивных отходов, что позволяет снизить стоимость и повысить безопасность при последующем хранении. 7 з.п. ф-лы.

Патент РФ № 2390861 С1
МПК
G21F9/04 (2006.01)

СПОСОБ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ИММОБИЛИЗАЦИИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГИДРОТЕРМАЛЬНЫХ РАСТВОРОВ

Изобретение относится к области экологии, конкретнее к иммобилизации жидких радиоактивных отходов от переработки отработавшего ядерного топлива АЭС, АПЛ, образующихся при утилизации и дезактивации АПЛ и других объектов, связанных с использованием радиоактивных веществ, соединений. Сущность изобретения: способ низкотемпературной иммобилизации жидких радиоактивных отходов (ЖРО) путем перевода компонентов ЖРО в твердую стеклоподобную фазу обработкой их солянокислыми водно-спиртовыми растворами кремнийсодержащих соединений, включающими гидролизаты алкилсиликатов с последующей выдержкой реакционной смеси при температуре 5-60°C, причем в качестве отверждающих компонентов используют водные золи кремнезема, полученные мембранным концентрированием природного гидротермального раствора, а для ускорения отверждения и последующего самопроизвольного формирования однородного материала, самоуплотняющегося при хранении, указанные водные золи используют совместно с водно-спиртовыми солянокислыми гидролизатами алкилсиликатов при рН смеси 1,5-4. Техническим результатом изобретения является самоупрочнение образовавшихся материалов при нормальном хранении, возможность организации нецентрализованной низкотемпературной иммобилизации ЖРО в полевых условиях. 4 таб., 4 ил.



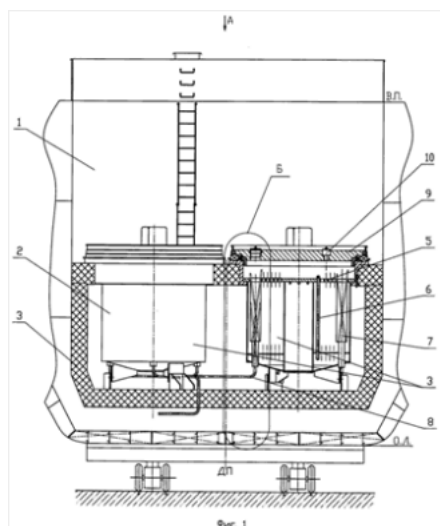
Фиг. 1

Патент РФ № 2400847 С1
МПК
G21F9/28 (2006.01)

СПОСОБ ДЕМОНТАЖА КЕССОНОВ ИЗ ХРАНИЛИЩА СУДОВ АТОМНО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБСЛУЖИВАНИЯ С НЕШТАТНО РАЗМЕЩЕННЫМИ В НИХ ДЕФЕКТНЫМИ ОТВС

Изобретение относится к области ядерной энергетики, в частности к методам обращения с радиоактивными отходами, и может быть использовано при демонтаже кессонов с размещенными в них дефектными отработавшими тепловыделяющими сборками (ОТВС), находящимися в хранилищах судов атомно-технологического обслуживания (АТО). Сущность изобретения: в защитной пробке загрузочного кессонного отверстия в поворотной плите, установленной на баке хранилища, выполняют отверстие,

через которое, поворачивая плиту и поочередно совмещая это отверстие со всеми кессонами, в полость каждого кессона заливают до верхнего уровня топливной части выше всех расположенной в кессоне ОТВС модифицированную эпоксиакриловую композицию МЭАК следующего состава, мас. %: эпоксидная смола 54-57, акриловая кислота 36-38, пластификатор дибутилфталат или трибутилфосфат 5-10 и выдерживают на время отверждения композиции. Затем в поворотной плите соосно упомянутому загрузочному отверстию растачивают отверстие, диаметр которого больше наружного диаметра кессона, и через полученное отверстие отгибают вовнутрь все выступающие за габаритный диаметр кессона подвесные части ОТВС. После этого устанавливают поверх каждого кессона технологическую крышку-опалубку, прижав ее упорным винтом к трубной доске бака, причем крышка-опалубка содержит закладную арматуру, грузовой грибок и патрубок. Затем заливают во все кессоны через соответствующий патрубок бетон-консервант до полного заполнения их внутренних объемов и крышек-опалубок и выполняют технологическую выдержку в течение 28 суток. После омоналичивания бетона поочередно удаляют кессоны из хранилища, для чего, застропив кессон и выполнив под ним соответствующее отверстие в корпусной конструкции хранилища судна, вырезают кессон из трубной доски и днища бака, после чего перегружают его с помощью перегрузочной упаковки, выполненной в виде перевернутого стакана, имеющего в днище отверстие для прохода строповочного троса, в транспортный радиационно-защитный контейнер, который передают на длительное хранение. В частном случае предлагаемого способа демонтаж кессонов выполняют после удаления из хранилища пеналов с ОТВС. Техническим результатом изобретения является надежная и экономически недорогая технология демонтажа кессонов с дефектными ОТВС из хранилищ утилизируемых судов АТО, обеспечивающая ядерную безопасность и достаточную радиационную безопасность, и их последующее длительное хранение. 1 з.п.ф-лы, 4 ил.



Патент РФ № 2408102 С1
МПК
G21F9/34 (2006.01)

СПОСОБ СБОРА ПРОСЫПИ ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ОБЪЕКТАХ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Изобретение относится к атомной энергетике и может быть использовано для сбора отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в виде твердых радиоактивных фрагментов тепловыделяющих элементов (просыпи) в помещениях и на поверхностях оборудования горячей камеры. Предварительно оценивают объем и размер просыпи, определяют место расположения ее видимых фрагментов. Просыпь собирают с помощью пневматической и гидравлической систем и помещают ее в капсулы для сбора просыпи, сушат и герметизируют. Затем оценивают полноту сбора просыпи и, используя гидравлическую систему, по крайней мере один раз, мелкодисперсные остатки просыпи смывают водой, например, химически обессоленной, в улавливающий фильтрующий элемент, размещают в аналогичной капсуле, сушат и герметизируют. Технический результат - полнота сбора всего просыпавшегося ядерного материала в пределах горячих камер АЭС и безопасность обслуживающего персонала.