

зна. Рабочая камера герметизируется и откачивается до давления 1 мПа, после чего ТДК нагревают со скоростью 20 К/мин до рабочей температуры 1273 К, которая поддерживается с точностью $\pm 0,5$ К стандартным регулятором температуры ВРТ-2. Затем анализируемый образец при помощи стержня подают вверх к ТДК. Э. д. с. образовавшейся таким образом твердоэлектролитной гальванической ячейки начинают измерять через 10 мин после уравнивания температур образца и ТДК. При анализе каждого образца проводится пять измерений э. д. с. с интервалом 20 с. Погрешность измерения не превышает $\pm 0,0005$ ед. О/М при доверительной надежности $\alpha = 0,95$.

По полученным значениям э. д. с., используя известную зависимость $E = f(O/M)$ [5] для заданной температуры 1273 К, определяют отношение О/М.

При измерении О/М для всех 18 образцов, загружаемых в магазин, требуется около 6 ч с учетом вспомогательных операций загрузки образцов, откачки, нагрева и охлаждения, что почти в 10 раз превышает производительность других установок [2, 3]. Кроме того, ввиду кратковременности пребывания образца в газовой среде

рабочей камеры значительно уменьшается вероятность изменения первоначального состава образца в процессе определения О/М.

Работоспособность ТДК периодически контролируется путем измерения эталона в виде таблетки из равномолярной смеси Ni—NiO, постоянно находящейся в магазине установки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Florence T. Analytical Methods in the Nuclear Fuel Cycle. Vienna. IAEA, 1972, p. 45.
2. Mari C. e.a.— J. Electrochem. Soc., 1977, N 12, p. 124.
3. Vollath D. Nuclear Fuels Quality Assurance. Vienna, IAEA, 1976, p. 165.
4. Баранов В. Г., Годин Ю. Г. Твердоэлектролитный датчик кислорода. Авт. свид. № 771534. Бюлл. изобрет., 1980, № 38.
5. Markin T., Bones R. Rep. AERE-R4178, 1962.

Поступило в Редакцию 22.12.80

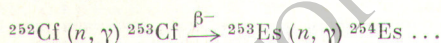
УДК 621.039.8

Возможные способы получения ^{254}Es в количестве десятков микрограммов

ДАВИДЕНКО В. А., ЗАМЯТНИН Ю. С., КЛИНОВ А. В., ТОПОРОВ Ю. Г.

Для проведения некоторых научно-исследовательских работ (изучение химических свойств эйнштейния, определение его ядерно-физических констант, использование эйнштейния в качестве исходного материала для получения изотопов трансфермиевых элементов и др.) желательно иметь микрограммы или десятки микрограммов долгоживущего ^{254}Es ($T_{1/2} = 276$ сут).

Наиболее реальным способом получения такого количества эйнштейния является его накопление в высокопоточных ядерных реакторах (например, реакторе СМ-2) одновременно с накоплением ^{252}Cf или при облучении специальных мишеней, содержащих ^{252}Cf . В этом случае ^{254}Es накапливается в результате захвата нейтронов по следующей цепочке:



Как известно, процессами, конкурирующими с нейтронным захватом, являются деление ядер и радиоактивный распад изотопов цепочки. Анализ опубликованных данных о нейтронных сечениях изотопов калифорния и эйнштейния [1] показывает, что потери за счет конкурирующих процессов возникают главным образом из-за деления ^{253}Cf и ^{254}Es тепловыми нейтронами (сечения деления $1,3 \cdot 10^{-29}$ и $2,9 \cdot 10^{-25}$ м² соответственно). Это (наряду с другими факторами) приводит к тому, что равновесное содержание ^{254}Es в облученном в тепловых реакторах ^{252}Cf составляет всего 0,01% [2].

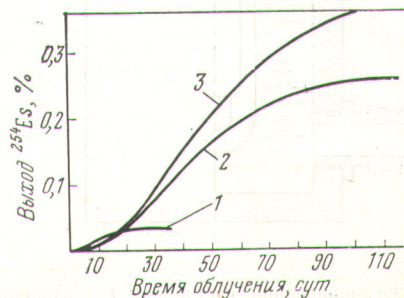
Однако использование для накопления эйнштейния более жесткого спектра нейтронов может значительно улучшить баланс ядер ^{254}Es вследствие уменьшения скорости их выгорания при почти неизменной скорости образования. Так, расчеты, проведенные для спектра нейтронов ловушки высокопоточного реактора СМ-2, характеризующегося относительно высокой жесткостью, показывают, что равновесное содержание ^{254}Es возрастает до 0,03%. Но и при этом около 66% ядер ^{253}Cf и 92% ядер ^{254}Es испытывают деление на тепловых нейтронах.

В связи с этим была проанализирована возможность получения ^{254}Es в еще более жестких нейтронных спектрах: в спектре нейтронов активной зоны реактора СМ-2 и в том же спектре или спектре ловушки, но без тепловых

нейтронов (например, при экранировке мишени кадмием). С этой целью были проведены расчеты накопления ^{254}Es из калифорния с обычным для реактора СМ-2 изотопным составом (75—80% ^{252}Cf , 3—5% ^{251}Cf , 8—11% ^{250}Cf , 8—10% ^{249}Cf).

Как и следовало ожидать, ужесточение спектра оказалось эффективным, и равновесное содержание ^{254}Es повысилось в первом случае до 0,25%, а во втором почти до 0,4% (см. рисунок). Таким образом, при более благоприятных условиях облучения калифорния можно накопить около 4 мкг ^{254}Es из 1 мг ^{252}Cf . Следует отметить, что скорость накопления ^{254}Es в активной зоне реактора СМ-2 не на много ниже, чем в центральном канале, так как плотность потока эпитепловых нейтронов в обоих случаях практически одинакова ($1 \cdot 10^{14}$ и $1,2 \cdot 10^{14}$ см⁻²·с⁻¹).

К достоинствам предлагаемого метода относится также и то, что использование в качестве исходного продукта калифорния с указанным выше изотопным составом благодаря содержанию в нем 20—25% легких изотопов ($A < 252$), не приводит к заметному расходу наиболее ценного ^{252}Cf . Это происходит потому, что одновременно с выгоранием ^{252}Cf идет и процесс его накопления из более легких изотопов, т. е. наблюдается улучшение



Накопление ^{254}Es : 1 — ловушка СМ-2; 2 — ТВС СМ-2; 3 — ловушка СМ-2, мишень с экраном из кадмия

изотопного состава облучаемого калифорния. В любом случае остаток ^{252}Cf составляет $\sim 80\%$ его начального количества.

Вместе с тем получение ^{254}Es в облучательных устройствах с жестким спектром нейтронов требует больших затрат реакторного времени, чем в устройствах с мягким спектром (см. рисунок), так как при той же скорости накопления этого нуклида должно накопиться на порядок большее его количество.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Горбачев В. М., Замятин Ю. С., Лбов А. А. Взаимодействие излучений с ядрами тяжелых элементов и деление ядер. М., Атомиздат, 1976, с. 38.
2. Milsted J.e.a. — Nucl. Appl., 1965, v. 1, p. 136.

Поступило в Редакцию 03.03.81

УДК 621.039.763

Применение термоэкзоэмиссионных детекторов для контроля радиоактивной загрязненности промышленных сточных вод

БАЧУРИН А. В., НАЗАРЮК А. С., ОБУХОВ В. Т., ФЕДОРОВСКИЙ Ф. П., ХОМЧИК Л. М.

Санитарная охрана водоемов требует постоянного внимания к методам и средствам контроля содержания биологически вредных веществ в составе промышленных сточных вод. Ранее указывалось на возможность применения термоэкзоэмиссионных детекторов для экспрессного контроля водных сред [1]. В настоящее время разработан радиометр РКБ4-1ЕМ для непрерывного радиационного контроля вод, сбрасываемых в открытые водоемы. В радиометре используются два блока детектирования — БДЖБ-02 и БДЖБ-09. БДЖБ-02 выполнен на основе пластмассового сцинтилляционного детектора с развитой поверхностью и предназначен для непрерывного контроля объемной активности сбросных вод. БДЖБ-09 используется для интегральных измерений и включает в себя выносной термоэкзоэмиссионный детектор ДЭ-1БГ, уста-

навливаемый в проточную кювету, и электронный узел для съема информации и передачи ее на измерительный пульт. Электронный узел состоит из нагревателя, блока питания автоматического управления, усилителя формирования и узла сигнализации о превышении суммарной активности [2].

Для экспонирования счетчиков применяется специальная кювета (см. рисунок). Детектор ДЭ-1БГ герметично изолирован от жидкости резиновой оболочкой толщиной $2,0 \cdot 10^{-2}$ кг/м². Кювета может использоваться как для измерения разовых проб, так и в проточном режиме. В первом случае анализируемая жидкость заливается в кювету и закрывается крышкой с резиновым уплотнением, во втором — жидкость подается через нижний и выходит через верхний штуцеры.

Для контроля интеграла активности сбросных вод детекторы с помощью байпасов устанавливают непосредственно на трубопроводы, а при измерениях в открытых водоемах погружают в анализируемую среду на необходимую глубину. Использовали два детектора с одинаковой чувствительностью. Один помещался в кювету с дистиллированной водой и являлся фоновым, а другой, рабочий, находился в кювете с анализируемой средой.

Объемную активность радионуклидов определяли по формуле

$$q = (N_2 - N_1) / PT,$$

где N_1 и N_2 — число импульсов, зарегистрированных фоновым и рабочим детекторами соответственно; P — чувствительность детектора к водным растворам радионуклидов, имп./м³/(с.Бк); T — время экспонирования детекторов, с.

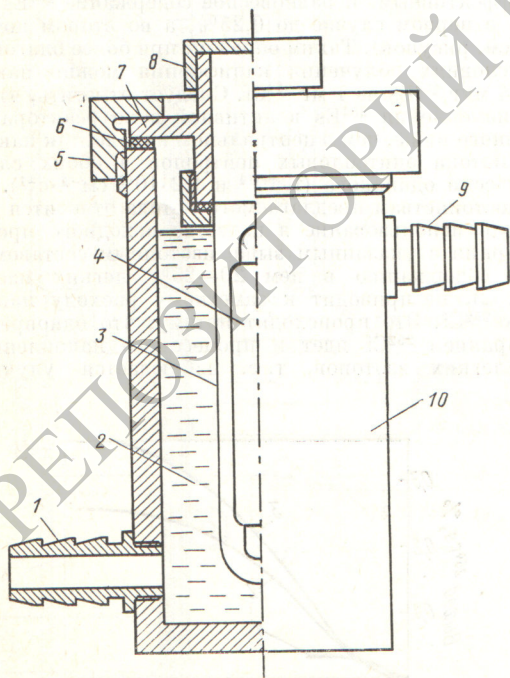
Чувствительность детекторов определяли на модельных растворах с использованием образцовых радиоактивных растворов второго разряда. Полученные результаты приведены в таблице.

Видно, что чувствительность детекторов для указанных радионуклидов существенно различается и при стохастически меняющемся составе радионуклидов в сбросных водах может появиться дополнительная погрешность результатов измерения.

Для оценки пороговой чувствительности детекторов была определена их чувствительность к γ -фону. Облучение проводили на установке для поверки и градуировки дозиметров типа УПГД-4М, с использованием образцового источника ^{137}Cs . Чувствительность к γ -излучению составила $2 \cdot 10^5$ имп./(с.Гр) при собственном фоне $8-9$ импульсов. Пороговая чувствительность оценивалась по формуле

$$q_m = 1,64 \sqrt{NT} / PT,$$

где N — собственный фон детектора, имп./с.



Кювета для экспонирования счетчиков: 1 — входной патрубок; 2 — контролируемая жидкость; 3 — коаксиальный ввод с герметичной оболочкой; 4 — детектор; 5 — крышка кюветы; 6 — уплотнение; 7 — фланец; 8 — крышка; 9 — выходной патрубок; 10 — корпус кюветы