

ОБЪЕДИНЕННЫЙ
ИНСТИТУТ
ЯДЕРНЫХ
ИССЛЕДОВАНИЙ
ДУБНА

0 361

18-88-758

Ю.Ц.Оганесян, Г.Я.Стародуб, Г.В.Букланов,
Ю.С.Короткин, А.Г.Белов

ПОЛУЧЕНИЕ
РАДИОБИОЛОГИЧЕСКОГО ПРЕПАРАТА
ЙОДА-123 НА ПУЧКЕ ЭЛЕКТРОНОВ
С ЭНЕРГИЕЙ 25 МэВ

Направлено в журнал "Атомная энергия"

1988

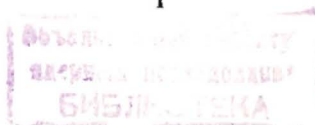
I. ВВЕДЕНИЕ И ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

При диагностике заболеваний жизненно важных органов человека перспективным является использование короткоживущего изотопа ^{123}I ($T_{1/2} = 13,3$ часа), радиоактивный распад которого сопровождается испусканием монохроматических γ -квантов с энергией $E_\gamma = 159$ кэВ.

В отличие от широко используемого в медицинской практике более долгоживущего β - и γ -излучателя ^{131}I ($T_{1/2} = 8$ дней) при применении препарата ^{123}I снижается интегральная радиоактивная нагрузка на организм почти в 100 раз и, как правило, получается более качественное изображение исследуемого объекта. Это обстоятельство значительно расширяет область применения препарата.

Для производства ^{123}I используются ядерные реакции под действием протонов, дейтронов, α -частиц с энергией от десятков до сотен МэВ /1-5/, а также электронов с энергией ~ 50 МэВ /6/. Ускорительные установки для получения пучков этих частиц расположены в крупных ядерных центрах, они имеют высокую эксплуатационную стоимость, и для их сооружения требуются большие капитальные затраты.

Важнейшее значение имеет радионуклидная чистота препарата. Вместе с тем в указанных выше реакциях в процессе облучения



образуются побочные β - и γ -радиоактивные продукты, вклад которых существенно возрастает с увеличением энергии пучка. Это обстоятельство значительно усложняет задачу выделения ядер ^{123}I и предъявляет, в конечном итоге, высокие требования к изотопной чистоте облучаемого материала мишени.

Отметим также, что ввиду короткого времени жизни изотопа ^{123}I немаловажным фактором является экспрессность всех последующих после облучения операций и быстрая доставка препарата в медицинские учреждения.

В известной мере указанных выше трудностей можно избежать, если для получения изотопа ^{123}I использовать фотоядерную реакцию $^{124}\text{Xe}(\gamma, n)^{123}\text{Xe}$ на пучке электронов с энергией 22-25 МэВ /7,8/. Образующийся при этом нуклид ^{123}Xe ($T_{1/2} = 2,08$ часа) с вероятностью 100% переходит в искомый продукт - ^{123}I /9/.

Порог реакции $^{124}\text{Xe}(\gamma, n)$ составляет 10,5 МэВ; сечение образования ^{123}Xe достигает максимального значения $\sim 0,5$ барна при энергии $E_\gamma = 15$ МэВ /6/. Понижение энергии первичного пучка электронов ведет неминуемо к падению выхода ^{123}Xe вследствие уменьшения вклада жесткой компоненты в непрерывно падающем спектре конвертированного γ -излучения. Однако ограничение максимальной энергии γ -квантов на уровне $E_\gamma \leq 25$ МэВ исключает практически целиком другие каналы реакции. Это позволяет получать конечный продукт ^{123}I высокой радионуклидной чистоты непосредственно в процессе его накопления без использования сложной процедуры радиохимического разделения продуктов ядерных реакций.

Следует отметить, что интенсивные пучки электронов с энергией до 25 МэВ могут быть получены на компактных, надежных и простых в эксплуатации установках - микротронах или малогабаритных линейных ускорителях.

В 1984-85 г.г. нами была проведена серия экспериментов по определению возможностей данного метода /8/. Была измерена зависимость выхода ядер ^{123}I от энергии пучка бомбардирующих электронов. Было показано, что при энергии пучка электронов $E_0 = 22$ МэВ с использованием мишени из обогащенного изотопа ^{124}Xe в определенных условиях может быть достигнут выход ядер ^{123}I , соответствующий удельной радиоактивности более 0,1 мкюри/мкА.час.грамм.

Отсюда следовало, что на микротронах типа МТ-22 или МТ-25 при облучении мишени ^{124}Xe весом 10 г в одном 10-часовом сеансе можно получить препарат ^{123}I активностью около 0,2 кюри высокой радионуклидной чистоты.

Настоящая работа посвящена дальнейшему развитию этих исследований с целью получения препарата ^{123}I , удовлетворяющего требованиям, предъявляемым фармакопеей для его непосредственного использования в медицинских и радиобиологических целях.

II. ПРОИЗВОДСТВО РАДИОАКТИВНОГО ИЗОТОПА ЙОДА- ^{123}I

Для производства изотопа ^{123}I использовался модифицированный вариант ранее описанной установки /8/, которая схематически представлена на рис. I.

Пучок электронов с энергией 25 МэВ, выведенный из ускорительной камеры микротрона МТ-25, фокусировался на мишень, удаленную от ускорителя на расстояние 5 м.

2.1. Мишень В качестве мишени использовался Та-цилиндрический сосуд высокого давления с толщиной стенок 2,5 мм, внутренний объем которого составлял 5 см^3 . Пучок электронов взаимодействовал с дном сосуда, который выполнял роль тормозной мишени и конвертора.

Для снятия тепла с мишени ($P \sim 0,3-0,5$ кВт) боковая поверхность цилиндра охлаждалась водой. Мишенный узел через игольчатый вентиль подсоединялся к коммуникационной системе, выполненной из медных трубок диаметром 2 мм. Последняя состояла из сосуда-контейнера, содержащего обогащенный ксенон при давлении ~ 1 атм, промежуточного сосуда объемом 0,25 л, рассчитанного на избыточное давление до 20 атм, и ванн, наполненных жидким азотом и этиловым спиртом с незначительной ($\sim 4\%$) добавкой глицерина. Изменяя соотношение азота, спирта и глицерина, можно варьировать темпера-

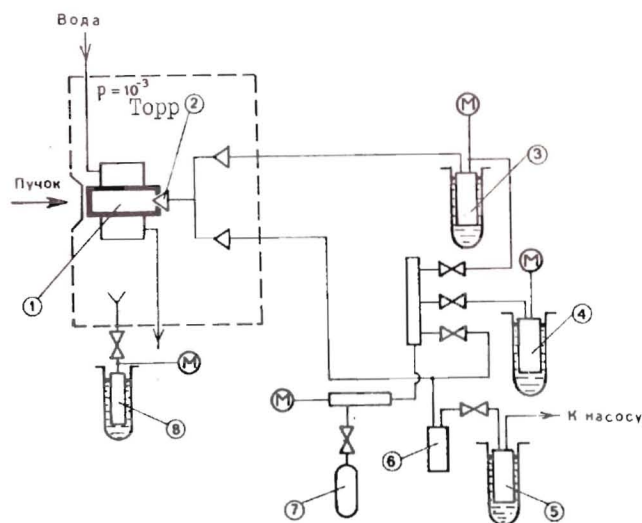


Рис. 1. Схема экспериментальной установки.

1 - мишень, 2 - игольчатый вентиль, 3 - промежуточный объем, 4 - исходный объем, 5 - азотная ловушка, 6 - цеолитовая ловушка, 7 - транспортный баллон, 8 - газовый сборник.

туру в ванне от 83 до 173 К. Предварительно вся система, включая объем мишени, откачивается до давления 10^{-3} Торр, а затем заполняется ксеноном до давления 3 атм. Газообразный ксенон вымораживается в промежуточном объеме, из которого затем газ перекачивается в объем мишени путем последовательного опускания мишенного сосуда в жидкий азот и спиртовую ванну. Данным способом можно достигнуть плотности ксенона до $2-3$ г/см³ (общее количество вещества в мишени около 10-15 г).

После наполнения сосуд нагревается до комнатной температуры, что приводит к повышению давления газа в нем до 200 атм.

2.2. Режим облучения Мишень, содержащая обогащенный ^{124}Xe , при высоком давлении облучалась в течение 10 часов пучком электронов интенсивностью 13 мкА. Для исключения возможной утечки ксенона в процессе облучения (с высоким содержанием радиоактивного изотопа ^{123}Xe) мишенный узел помещался в замкнутый откачанный объем, снабженный ловушкой при температуре жидкого азота. Измерением радиоактивности ловушки по γ -излучению ^{123}Xe (и дочернего ядра ^{123}I) осуществлялся контроль за состоянием мишени. Ни в одном сеансе облучения утечки газа не было обнаружено.

По окончании облучения мишень "остывала" в течение двух часов для распада остатков ^{123}Xe в ^{123}I , после чего газ перепускался в промежуточный объем, температура которого была 170 К. Экспериментально было установлено, что практически все образующиеся атомы ^{123}I общей активностью около 0,2 кюри остаются на внутренней поверхности мишени. Затем мишень отсоединялась от коммуникационной системы и транспортировалась в специальное помещение для дальнейшей работы.

Следует отметить, что активность мишени после выключения пучка электронов и 2- часовой выдержки обусловлена практически целиком γ -излучением ^{123}I ($E_\gamma = 159$ кэВ), которое более чем в 10^4 раз ослабляется стенками Та-сосуда мишени. Поэтому демонтаж мишени может быть проведен за легкой защитой и транспортировка ее осуществлена в тонкостенном Рь-контейнере.

По величине смывой со стенок мишени радиоактивности, измеренной по линии $E_\gamma = 159$ кэВ, известным данным по энергетической зависимости сечения реакции $^{124}\text{Xe}(\gamma, n)^{123}\text{Xe}$, спектру тормозного γ -излучения электронов с $E_0 = 25$ МэВ, а также режиму облучения с учетом периодов полураспада материнского (^{124}Xe) и дочернего (^{123}I) ядер можно определить эффективность настоящей методики по производству изотопа ^{123}I . По нашим оценкам, она составляет около 30%.

III. ВЫДЕЛЕНИЕ ЙОДА-123 И ПРИГОТОВЛЕНИЕ ПРЕПАРАТА

Исходный продукт для приготовления фармпрепарата радиоактивного ^{123}I должен удовлетворять следующим требованиям /10/:

Концентрация йода в растворе	50 мкюри/мл
Радионуклидная чистота	содержание других радиоактивных изотопов по интенсивности излучения $\leq 10^{-5}$
Химическая форма йода	содержание в форме йодида $\geq 95\%$
pH раствора	6-9
Содержание ионов натрия в растворе	0,05 моль/литр
Примеси тяжелых металлов, образующих с йодом нерастворимые соединения или другие примеси, на которых йод необратимо сорбируется	$< 0,02$ мкг

3.1. Выделение из мишени

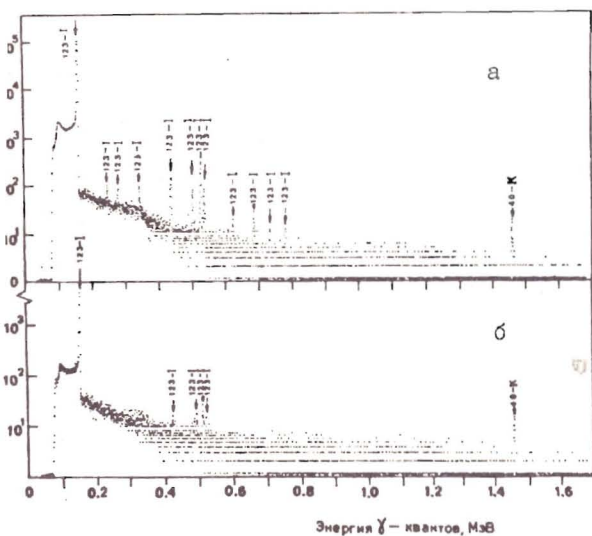
В первых опытах для десорбции йода со стенок камеры применялся раствор $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$, что обеспечивало извлечение около 95% накопленной активности. В настоящей работе было установлено, что неоднократная десорбция $> 95\%$ йода возможна при использовании 1 мл следующих растворителей: NaOH (pH=6-II), аммиака (pH=8-II), тиосульфита и тиосульфата натрия, муравьиной кислоты, гидразингидрата, ацетона, этилового спирта и дистиллированной воды. Получаемая удельная активность в растворе при этом достигает 200 мкюри/мл и может быть увеличена в десятки раз простым упариванием.

3.2. Радионуклидная чистота продукта

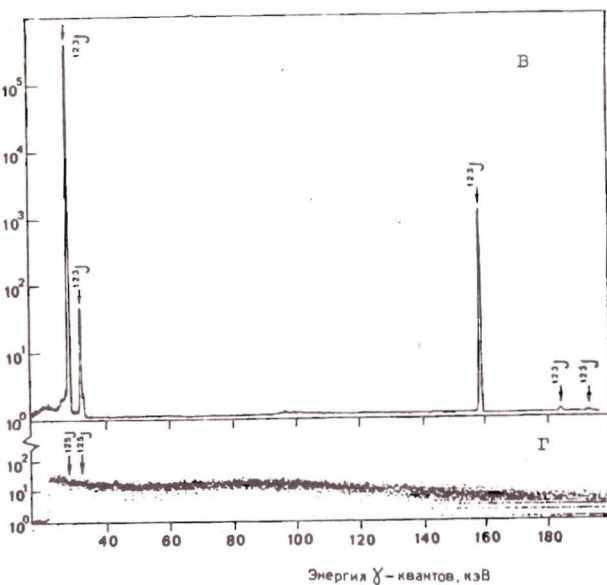
После каждого облучения из аликвоты раствора путем дозированного разбавления приготавливался образец для измерения спектральной активности γ -излучения.

На рис. 2 представлены γ -спектры образца, измеренного в широком интервале времени выдержки после окончания облучения, чтобы эффективно зарегистрировать все радиоактивные изотопы йода с периодами полураспада от 13 часов до 60 дней.

Анализ спектров показывает, что все наблюдаемые пики γ -излучения обусловлены распадом изотопа ^{123}I . Линии, соответствующие распаду других изотопов йода, равно как и изотопов других элементов, не были обнаружены. Для них могут быть даны достоверно лишь верхние границы активности во всем диапазоне энергий γ -излучения, от 0,01 до 5 МэВ, на уровне 10^{-5} от основного излучения ^{123}I ($E_\gamma = 159$ кэВ). Более точное значение уровня примесных активностей можно установить, сопоставляя данные, полученные при облучении ксеноновой мишени высокого обогащения



а, б - измерение с (GeLi)-детектором объемом 80 см^3 спустя 4 часа и 100 часов после окончания облучения соответственно. Линия с энергией 1,46 МэВ обусловлена естественной радиоактивностью калия-40.



в, г - измерение с детектором из чистого Ge объемом $2,1 \text{ см}^3$ спустя 4 часа и 45 дней после облучения. Положение наиболее интенсивных линий при облучении йода-125 показано стрелками на нижнем спектре.

Рис. 2. Спектры γ -излучения препарата йода-123.

($^{124}\text{Xe} - 99,9\%$), и естественного изотопного состава ($^{124}\text{Xe} - 0,1\%$ + все другие стабильные изотопы). Этот анализ дает верхнюю границу примесных активностей на уровне $\leq 10^{-6}$ от основной линии ^{123}I . Отсюда следует, что в данном методе для получения изотопно чистого препарата, в принципе, можно использовать ксенон более низкого изотопного обогащения.

3.3. Получение йодида в растворе

Получение микросколичеств устойчивого соединения йода в виде йодида ($\geq 95\%$) является достаточно трудной задачей, относящейся к области классической радиохимии.

Известные методики выделения радиоактивного йода из облученных мишеней включают, как правило, стадию отгонки его в паровом состоянии с последующим переводом в требуемую химическую форму окислением и восстановлением в водной фазе [11].

В нашем методе можно существенно упростить технологию, исключив стадию возгонки.

Как указывалось ранее, оседающий на стенках мишенной камеры йод после эвакуации из нее ксенона можно десорбировать различными растворителями. Однако определение химической формы йода в этих смесях показало, что в отсутствие или при слишком низкой концентрации восстановителя в растворе ($\sim 10^{-4}$ моль/литр) весь йод находится в форме, отличной от йодида. Автоклавирование водных смесей йода не дало положительных результатов. Обработка растворов йода ультрафиолетом приводила к плохо воспроизводимым результатам.

Надежные количественные и строго воспроизводимые данные по переводу всех форм йода в йодид получались с применением восстановителей типа $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$ и Na_2SO_3 при концентрациях их в растворе $\geq 10^{-3}$ моль/литр. Однако необходимость последующего

удаления этих восстановителей или продуктов их разложения из раствора (в соответствии с требованием фармакопей) сильно ограничивает возможность их применения.

С учетом этого нами был выбран в качестве восстановителя гидразингидрат, и десорбция йода со стенок мишенной камеры осуществлялась раствором гидроокиси аммония с добавкой гидразингидрата (возможен вариант десорбции чистым раствором NH_4OH с последующим добавлением гидразингидрата). Восстановленный йод не изменяет своей формы в процессе выпаривания досуха под вакуумом. Упаривание необходимо для разложения гидразингидрата. После этого сухой остаток растворяется в бидистиллированной воде, доведенной с помощью NaOH до $\text{pH}=7-9$.

В результате этих операций получался, по существу, готовый фармпрепарат.

Операция десорбции йода со стенок мишенной камеры проводилась в полуавтоматическом режиме. Объем раствора не превышал одного миллилитра. Полученный после смыва раствор, содержащий радиоактивный йод, отфильтровывался и упаривался под вакуумом на установке, схематически представленной на рис. 3.

Установка включает фильтрующее устройство и приемник фильтрата — стандартную стеклянную ампулу. Форвакуумный насос подсоединяется к установке через фильтр из силикагеля и активированного угля. Ампула — приемник фильтрата — имеет температуру 80°C ; упаривание раствора ^{123}I и его фильтрация идут одновременно. После упаривания раствора досуха в ампулу при работающем насосе подается необходимое количество раствора NaOH с $\text{pH} = 7-9$. Получаемый при этом раствор представляет собой готовый препарат ^{123}I с удельной активностью > 200 мкюри/0,1-1 мл, в котором, как показали измерения, 98-99% всего йода находится в виде йодида. Определение химического состояния йода в растворах проводилось методами восходящей бумажной хроматографии на хроматографической

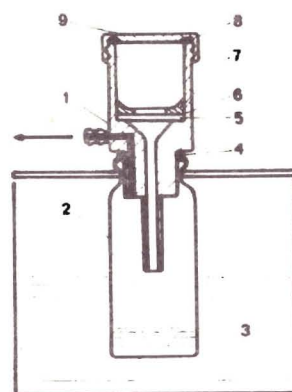


Рис. 3. 1 — фильтрующее устройство; 2 — приемный сосуд; 3 — водяной термостат; 4,8 — уплотнение; 5 — стеклянный пористый фильтр; 6 — ядерный фильтр; 7 — фторопластовый вкладыш; 9 — крышка.

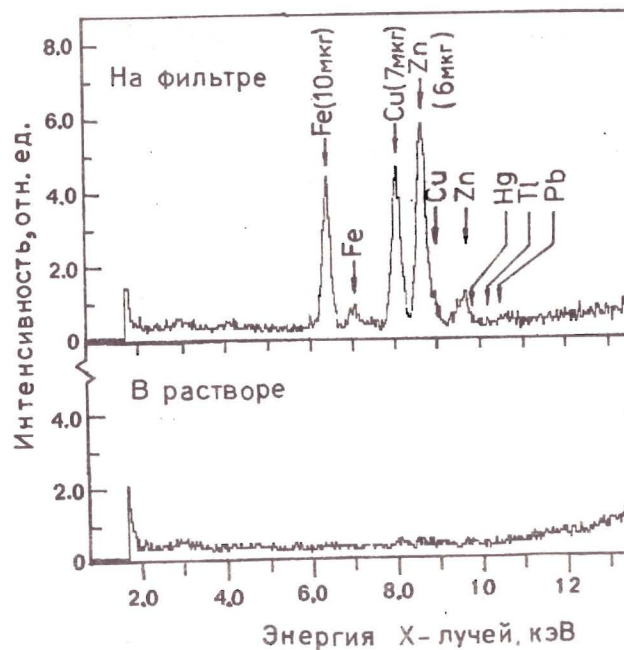


Рис. 4. Содержание элементов в осадке на поверхности ядерного фильтра и в конечном растворе, измеренное методом рентгенофлуоресцентного анализа.

бумаге - ватман-1 и тонкослойной хроматографии на силуфольных пластинках UV-254 (СССР) /12,13/. Во всех измерениях были получены согласующиеся результаты.

Следует отметить, что количественно йодидная форма I^{231} в полученном растворе не меняется по крайней мере в течение 2 суток.

Все операции от конца облучения до приготовления препарата занимают около одного часа. Результаты, полученные нами в 20 опытах, хорошо согласуются друг с другом.

3.4. Очистка раствора. Фильтрация раствора проводилась с анализ примесей использованием ядерных фильтров из лавсана с диаметром отверстий 200 Å.

Эта операция введена в процесс подготовки препарата для исключения возможного попадания в раствор микрочастиц конструкционных материалов и нерастворимых микрочастиц в осадках исходных реактивов. Ультрафильтрация исключает также образование псевдоколлоидов в растворах, содержащих I^{231} , что обеспечивает стабильность химической формы - йодида.

После фильтрации сам фильтр и часть упаренного на лавсановой подложке раствора I^{231} анализировались на содержание микроэлементов с помощью рентгенофлуоресцентного анализатора /14/.

На рис. 4 представлены выходы различных элементов в мкг, обнаруженные на ядерном фильтре и в растворе. Отсюда следует, что весовое содержание этих элементов в растворе < 0,5 мкг. Существенно то, что в исходном растворе отсутствуют элементы тяжелее железа.

Более чувствительный анализ проводился с помощью электронного микроскопа JSM-840 JOEL (Япония). Было обнаружено, что после упаривания отфильтрованного раствора осадок образуют частицы

(зерна) размером от 1 до 10 микрон. Их общий вес, по оценкам, составляет около 0,02 мкг. Наиболее крупные частицы анализировались с помощью электронного зонда, и по характеристическому рентгеновскому излучению определялся их элементный состав.

В таблице приведены средние концентрации содержания элементов, полученные в 5 измерениях (объектах). Здесь также обнаружены лишь элементы с $Z \leq 28$. Содержание элементов тяжелее железа менее 0,005 мкг.

Таблица

Элементный состав осадка
(вес ~ 0,02 мкг)

Элемент	Mg	Al	Si	P	S	Cl	K	Ca	Fe	Тяжелее Fe
Содержание (в %)	6	6	30	5	2	4	28	11	6	2

IV. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРЕПАРАТА

Предлагаемый нами метод позволяет в течение рабочего дня на пучке электронов микротрона М1-25 получать препарат радиоактивного йода-123, обладающего следующими данными:

Полная активность (по линии $E_{\gamma} = 159$ кэВ)	~200 мкюри
Объем раствора	≤ 1 мл
Удельная активность раствора	≥ 200 мкюри/мл
pH раствора	7-10
Содержание ионов Na в растворе	< 10 ⁻⁵ моль/литр
Химическая форма (в виде йодида)	≥ 95%
Радионуклидная чистота	примеси < 10 ⁻⁶
Примеси стабильных элементов (за исключением Na)	< 0,05 мкг
В том числе тяжелых металлов	< 0,005 мкг

Полученные данные находятся на уровне, а по некоторым параметрам значительно превосходят лучшие коммерчески доступные в настоящее время препараты йода-123, применяемые для медико-биологических целей.

5. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Из результатов настоящей работы следует, что на микротроне МТ-25 при облучении мишени из обогащенного ^{124}Xe весом 10 г в течение года (250 сеансов по 10 часов) можно производить йод-123 общей активностью около 50 кюри. После каждого сеанса облучения в течение 1 часа с помощью описанной выше методики может быть приготовлен препарат, удовлетворяющий всем требованиям фармакопеи для непосредственного его использования в медико-биологических учреждениях.

Принимая во внимание, что микротрон является малогабаритным ускорителем (потребляемая мощность установки - 20 кВт, эксплуатационная стоимость 16 руб/час, персонал 3 человека), а последующая операция приготовления препарата может быть выполнена относительно простыми средствами, можно полагать, что данный метод производства йода-123 является в настоящее время наиболее дешевым и доступным.

Исходя из того, что индивидуальная доза для диагностики составляет от 0,1 мкюри (щитовидная железа) до 1 мкюри (сердце, легкие и т.д.), и учитывая некоторую потерю активности препарата в интервале времени между его приготовлением и использованием (до ~24 ч), можно допустить, что этого количества достаточно для обследования более сотни пациентов в день практически непрерывно в течение года. Получение ^{123}I может быть налажено в короткий срок во

многих регионах страны, что исключает трудности с транспортировкой короткоживущего излучателя на большие расстояния и делает его общедоступным для широкого медицинского применения.

Следует отметить также, что сам метод получения ^{123}I имеет определенные резервы. Все стадии получения и последующих технологических процессов допускают увеличения удельной активности по крайней мере в 8-10 раз. Эти резервы могут быть реализованы путем повышения интенсивности пучка электронов до 100-150 мкА, что является реальной задачей для современной ускорительной техники.

Авторы глубоко признательны академику Г.Н.Флерову за постановку задачи и активное участие на всех стадиях ее выполнения. Считаю своим долгом отметить работу И.В.Колесова, И.А.Харитоновой, В.М.Плотко, В.В.Игумнова, взявших на себя труд по разработке конструкции установки и изготовлению элементов мишени. Мы благодарны проф. В.А.Халкину и канд. хим. наук В.И.Косякову за ценные советы и помощь при выполнении радиохимической части настоящей работы, а также Л.И.Саламатину, Е.Л.Журавлевой, О.Л.Ореловичу за проведение измерений по элементному анализу.

ЛИТЕРАТУРА

1. "Iodine-123 in Western Europe". Proc. Panel Discussion Held at KFKA, Julich, February 13, 1976.
2. "Application of Iodine-123 in Nuclear Medicine". Proc. of Conf. Rockvill, 1975. Report HEW(FDA)-76-8033, 1976, p.76.
3. А.Адилшин, Н.Г.Зайцева и др. Получение и использование радиоактивных изотопов. Изд. "ФАН", Ташкент, 1983, с.100.
4. Y. Legoux et al. IPN (ORSAY) Report IPNO-DRE 83-27, 1983.

5. Н.С.Марченков, А.Б.Малинин, В.К.Ожогина. Методы получения йода-123. 1987, ИАЭ им. И.В.Курчатова, с.34.
6. B.O.Nordell et al. Int. J. Appl. Radiat. Isot., 1982, v. 32, p. 183.
7. И.Звара. Сообщение ОИЯИ I8-82-20, Дубна, 1982.
8. Г.Н.Флеров, Ю.Ц.Оганесян, А.Г.Белов, Г.Я.Стародуб. Препринт ОИЯИ I8-85-750, 1985; А Э, 1986, т.6I, с.289.
9. C.M.Lederer, J.M.Hollander, I.Perlman. "Table of Isotopes". Sixth Edition New York, 1967, p.266.
10. Т.А.Зотова, Л.М.Котияров. Радиоактивные препараты для медицины. 1972, Москва, с.5I.
11. М.Д.Козлова, Л.С.Козырева-Александрова, В.И.Левин, А.Б.Малинин. Получение и выделение радиоактивных изотопов. 1983, Ташкент, Изд. "ФАН", с.50.
12. В.П.Миронов, В.П.Кудряшов, Л.Е.Грушевич, Т.С.Кузьмина. Получение и выделение радиоактивных изотопов. 1983; Ташкент, Изд. "ФАН", с.173.
13. Е.Г.Алексеев, К.А.Волков и др. Препринт ЛИЯФ № 382, Ленинград, 1978.
14. Е.Л.Журавлева. Сообщение ОИЯИ I4-80-358, Дубна, 1980.

Рукопись поступила в издательский отдел
20 октября 1988 года.

Оганесян Ю.Ц. и др.

18-88-758

Получение радиобиологического препарата йода-123
на пучке электронов с энергией 25 МэВ

Описана методика и приведены результаты экспериментов по получению радиоактивного препарата - йода-123, предназначенного для медико-биологических исследований. Показано, что при 10-часовом облучении мишени весом 10 г из обогащенного ^{124}Xe пучком электронов с энергией 25 МэВ на микротроне МТ-25 можно накопить короткоживущий изотоп ^{123}I активностью около 200 мкюри. Разработан метод извлечения радиоактивных атомов и приготовления раствора, который позволяет в течение 1-1,5 часов после окончания облучения получить препарат, удовлетворяющий всем требованиям фармакопеи. Из результатов работы следует, что на малогабаритных ускорителях электронов с энергией пучка до 25 МэВ может быть налажено экономичное и широкомасштабное производство радиоактивного препарата ^{123}I высокого качества.

Работа выполнена в Лаборатории ядерных реакций ОИЯИ.

Препринт Объединенного института ядерных исследований. Дубна 1988

Перевод О.С.Виноградовой

Oganessian Yu.Ts. et al.
Production of Iodine-123 Radiobiological Specimen
on 25 MeV Electron Beam

18-88-758

The technique is described and experimental results are presented for production of radioactive specimen-Iodine-123 for medical biological investigations. It is shown that in ten hour irradiation of ^{124}Xe enriched target of 10 g weight by the 25 MeV electron beam at MT-25 microtron shortlived ^{123}I with activity of about 200 mCi can be accumulated. The procedure was developed for extraction of radioactive atoms and preparing the solution that permits to obtain during 1-1.5 h after the end of irradiation the specimen which satisfies all pharmacopoeia requirements. It follows from the results that using small-size electron accelerators with the beam energy up to 25 MeV permits to organize economical and large-scale production of high quality radioactive specimen of ^{123}I for servicing a large region of this country.

The investigation has been performed at the Laboratory of Nuclear Reactions, JINR.

Preprint of the Joint Institute for Nuclear Research. Dubna 1988