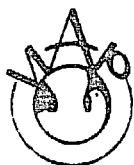


УД 7304106

НИИАР П-179



Научно-исследовательский институт
атомных реакторов им. В.И.Ленина

В.А.Ануфриев, В.Д.Гаврилов, В.В.Иваненко.

Н.В.Краснояр ов

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННЫХ
ХАРАКТЕРИСТИК РЕГЕНЕРИРОВАННОГО
ПЛУТОНИЕВОВОГО ТОПЛИВА

ДИМИТРОВГРАД

1972

В.А.Ануфриев, В.Д.Гаврилов,
В.В.Иваненко, Н.В.Красноярцев

НИИАР П-179
УДК 621.039.543.6

Оценка радиационных характеристик регенерированного плутониевого топлива

Приводятся результаты расчета радиационных характеристик регенерированного плутониевого топлива. Получены оценки мощности дозы для топливных элементов тепловых реакторов, а также для топливных элементов зоны воспроизводства и активной зоны быстрых реакторов. Методика расчета проверена на плутониевом образце с известным изотопным составом. Экспериментальные и расчетные данные хорошо согласуются.

Препринт Научно-исследовательского института атомных реакторов
им. В.И.Ленина, Димитровград, 1972

V.A.Anufriyev, V.D.Gavrilov,
V.V.Ivanenko, N.V.Krasnoyarev

SRIAR P-179
UDC 621.039.543.6

Evaluation of Radiation Characteristics of Regenerated Plutonium Fuel

Presented are the calculational results on radiation characteristics of regenerated plutonium fuel. Dose rates have been estimated for thermal reactor fuel elements as well as for the fuel elements of fast reactor blanket and core. The calculational methods have been tested on a plutonium specimen of a known isotopic composition. The experimental and calculational data are in good agreement.

Preprint. Scientific Research Institute of Atomic Reactors Named
after V.I.Lenin, Dimitrovgrad, 1972

Научно-исследовательский институт
атомных реакторов
им. В.И.Ленина

БИИАР П-179

В.А.Ануфриев, В.Д.Гаврилов, В.В.Иваненко,
Н.В.Красноярв

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК
РЕГЕНЕРИРОВАННОГО ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА

Д н и т р о в г р а д

1 9 7 2

УДК 621.039.543.6

Р е ф е р а т

Излагаются основные результаты исследования радиационных характеристик регенерированного плутониевого топлива в случае идеальной очистки от осколочных и трансплутониевых элементов. Приводится методика расчета мощности дозы топливных элементов. Экспериментальная проверка на плутониевом образце с известным изотопным составом показала хорошее совпадение расчетных и экспериментальных данных.

1. ВВЕДЕНИЕ

Одним из этапов общей проблемы воспроизводства атомного топлива в быстрых реакторах является задача отработки систем регенерации атомного горючего. Поскольку выбор системы в значительной мере определяется радиационными характеристиками облученных материалов, возникает необходимость в получении информации о дозовых характеристиках топлива. Если на начальном этапе регенерации необходимость в специальных мерах защиты персонала очевидна, то о радиационных характеристиках топлива на заключительном этапе регенерации данных недостаточно.

В настоящей работе сделана оценка радиационных характеристик регенерированного топлива для предельного случая идеальной очистки плутония от всех осколочных и трансплутониевых элементов, накапливающихся в горючем.

2. МЕТОДИКА РАСЧЕТА РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ТОПЛИВА

Большие отличия эффективных сечений поглощения нейтронов в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах приводят к существенным отличиям в изотопного состава накапливаемого плутония. В реакторе возможно накопление изотопов плутония от Pu^{235} до Pu^{242} , и надежность расчетов по содержанию каждого из изотопов определяется прежде всего точностью знания эффективных сечений. Из общей схемы ядерных превра-

дений (рис. 1) видно, что для расчета накопления изотопов по различным цепочкам необходимо знать большую группу сечений (σ_p, σ_γ), (σ_p, σ_f) и (σ_p, σ_{2p}) - реакций. Отсутствие экспериментальных данных для отдельных ядер или слишком большой разброс этих величин позволяют делать определенные предположения о величинах сечений, исходя из общей систематики сечений и данных многогрупповых констант.

Дозовые характеристики регенерированного топлива определяются гамма-излучением плутония и его дочерних элементов, накапливающихся после регенерации, а также нейтронным излучением, обусловленным процессами спонтанного деления и (α, n) - реакцией на легких ядрах. Поскольку коэффициенты внутренней конверсии для тяжелых ядер изучены недостаточно хорошо, для ряда ядер можно сделать только оценочные предположения о выходе конверсионного излучения.

В качестве примера можно рассмотреть распад Pu^{241} по α - ветви ($\sim 2 \cdot 10^{-3}\%$). Около 97% альфа-распадов Pu^{241} сопровождается образованием U^{237} в состоянии возбуждения с энергией, превышающей энергию связи электронов К - оболочки и, следовательно, максимально возможное значение выхода характеристических квантов составляет 97%. За минимальный выход характеристического излучения приходится принимать нулевое значение, так как надежных экспериментальных данных о способе снятия возбуждения и коэффициентах внутренней конверсии U^{237} нет.

Последующий бета-распад U^{237} сопровождается в 100% переходов образованием ядра Np^{237} с энергией возбуждения E^{237} , превышающей энергию связи электронов К - оболочки (E_K). Экспериментально установлено, что из общей суммы выходов всех гамма-квантов, сопровождающих снятие возбуждения, максимальная величина в 37% соответствует переходу с уровня с $E^{237} = 59,5$ кэВ на основную. Поэтому можно предположить, что максимально возможное количество актов конверсии, а следовательно, и характеристического излучения для ядра Np^{237} не может превышать 63%. Минимально возможное значение выхода характеристического излучения (35%) получается как разность общего числа переходов на уровень с $E^{237} > E_K$, т.е.

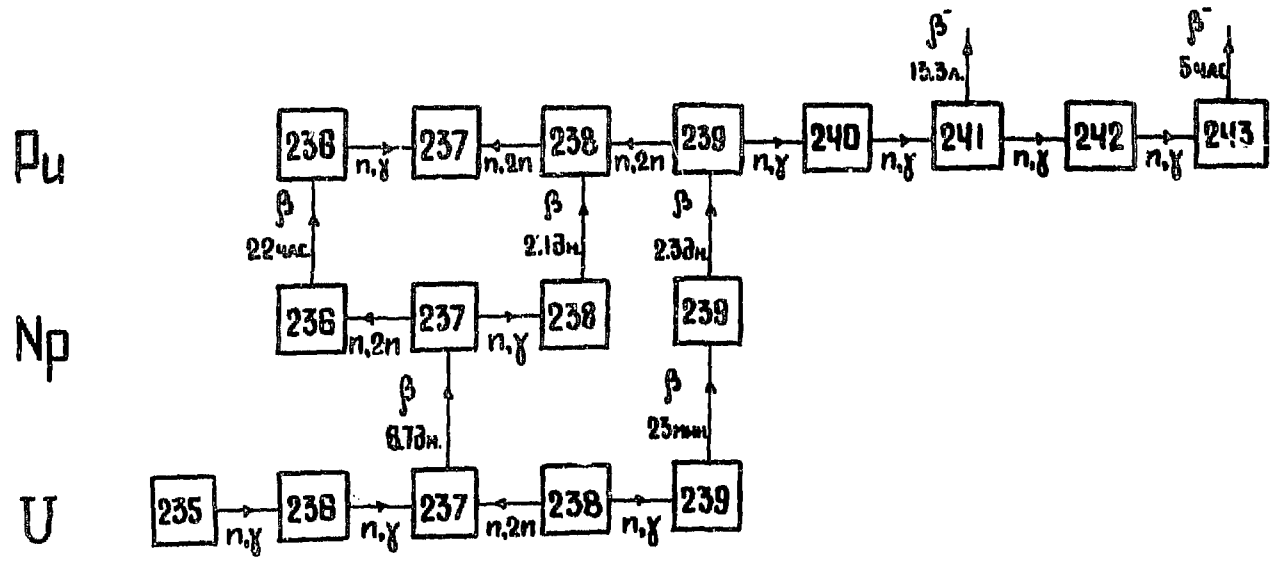


Рис. I. Схема накопления трансураниевых элементов

100%, и суммы выходов всех гамма-квантов, сопровождающих снятие возбуждения Np^{237} (65%).

Из приведенных оценок следует, что учет характеристического излучения является приближенным, так как в расчетах предельных значений выходов не принимается во внимание правило запрета по спине уровней и мультипольности переходов. В расчетах дозовых характеристик можно ограничиться рассмотрением конверсии только на K - оболочке, поскольку характеристическое излучение, обусловленное конверсией на L - оболочке, имеет очень малую энергию (~ 20 кэВ) и практически полностью поглощается в оболочке топливного элемента.

Нейтронное излучение регенерированного плутония обусловлено процессами спонтанного деления и реакциями (α, n) на легких ядрах. Выход нейтронов спонтанного деления можно рассчитать с хорошей степенью точности, так как периоды спонтанного деления и величины $\bar{\nu}$ для изотопов плутония изучены достаточно надежно. Выход нейтронов из (α, n) - реакции экспоненциально растет с увеличением энергии альфа-частиц и резко возрастает у ядер с низким порогом реакции. Изменение средней энергии альфа-частиц в пределах $5,2 \pm 5,5$ МэВ, обусловленное возможным изменением изотопного состава плутония, незначительно влияет на выход нейтронов, но степень очистки плутония от примесных, особенно легких элементов может оказаться решающим фактором в определении выхода нейтронов. Выход реакции (α, n) на естественной смеси кислорода, присутствующего в двуокиси плутония, относительно невелик $(2,0 \pm 0,1) \cdot 10^4$ н/сек.г. Pu^{239} , т.е. $1,2 \cdot 10^3$ н/сек $\cdot \alpha$ -кюри [1], и обусловлен в основном реакцией на O^{18} . На этапе расчета дозовых характеристик следует принимать во внимание, что средняя энергия нейтронов из (α, n) - реакции существенно превышает среднюю энергию нейтронов спонтанного деления и составляет $\sim 2,3$ МэВ.

Оценки выходов мгновенного гамма-излучения, сопровождающего спонтанное деление, и излучения, возникающего при снятии возбуждения в реакции (α, n) на кислороде, показали,

что их вкладом в суммарную мощность дозы можно пренебречь.

Исходя из опубликованных данных [2,3] с использованием вышеописанной методики учета нейтронного и гамма-излучения, были рассчитаны выходы основных гамма-линий изотопов плутония и их дочерних элементов (табл. I). Время выдержки регенерированного плутония было условно выбрано равным 100 суткам. Как видно из представленных данных, наибольший гамма-выход можно ожидать от дочерних элементов Pu^{236} и Pu^{241} . В области больших энергий наибольшую опасность представляет накопление дочерних элементов Pu^{236} (Bi^{212} , Tl^{208}), количество которых быстро возрастает по мере увеличения выдержки топлива. В области энергий ниже 1 Мэв определяющей является роль Am^{241} и U^{237} , накапливающихся из Pu^{241} . Количество Am^{241} возрастает с увеличением времени выдержки, но U^{237} ($T^{1/2} = 6,7$ дн.) быстро приходит в равновесие с Pu^{241} , так что его количество в топливе при времени выдержки более 30 дней определяется, в основном, содержанием Pu^{241} в топливе и остается практически постоянным. Pu^{237} , обладающий высокой удельной активностью, из-за малой вероятности его накопления в реакторе и малой жесткости гамма-квантов заметного вклада в суммарные дозовые характеристики не вносит.

3. СРАВНЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ И РАСЧЕТНЫХ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ПЛУТОНИЯ

Надежность расчетной оценки радиационных характеристик плутония зависит от степени достоверности данных по выходам гамма-излучения изотопов плутония и их дочерних продуктов, способа учета конверсионного излучения и обоснованности расчетных формул для протяженных источников. Для проверки используемых констант и методики расчета было проведено экспериментальное исследование плутониевого источника со следующим изотопным составом: Pu^{239} - 17,4%; Pu^{240} - 51,9%; Pu^{241} - 14,5% и Pu^{242} - 15,2%.

В аппаратурном гамма-спектре, полученном на спектрометре с Ge-Li - детектором (рис. 2), отчетливо видны пики, которые были идентифицированы следующим образом: 60 кэв -

Гамма-выходы основных гамма-излучателей

Энергетический диапазон (кэВ)	$Pu^{236} \rightarrow \dots \rightarrow Pb^{208}$		$Pu^{237} \rightarrow \dots \rightarrow Tl^{205}$		$Pu^{238} \rightarrow \dots \rightarrow Pb^{208}$	
	Энергия излучат.	Выход γ /г.сек				
50+80	57,9 U-237	$1,2 \cdot 10^8$	59,6 Pu^{237}	$2 \cdot 10^{15}$	-	-
80+130	110 Pu^{236}	$2,5 \cdot 10^9$	-	-	100 Pu^{238}	$5 \cdot 10^7$
Σ		$5 \cdot 10^9$	-	-	-	-
$X_{\alpha}(\sim 100)$ 130+200	165 Pu^{236}	$1,5 \cdot 10^8$	-	-	153 U-237	$2,5 \cdot 10^7$
200+300	238 Pb^{212}	$1,2 \cdot 10^9$	-	-	-	-
300+400	302 Bi-212	10^8	-	-	-	-
400+600	560 Tl-208	10^9	-	-	-	-
600+800	760 Bi-212	$1,8 \cdot 10^8$	-	-	-	-
800+1200	860 Tl-208	$1,2 \cdot 10^8$	-	-	-	-
1200+2000	1600 Bi-212	$4 \cdot 10^7$	-	-	-	-
2000+3000	2600 Tl-208	10^9	-	-	-	-

Таблица I

на I г материнского плутония

$Pu^{239} \rightarrow \dots \rightarrow Pb^{207}$		$Pu^{240} \rightarrow \dots \rightarrow Pb^{208}$		$Pu^{241} \rightarrow \dots \rightarrow Tl^{205}$	
51,6 Pu-239	$8 \cdot 10^5$			59,6 Am-241	$7 \cdot 10^8$
				59,6 U-237	$4 \cdot 10^7$
100 Pu-239	$7 \cdot 10^4$	82 Pu-241 101 Am-241	10^6	-	-
Σ	$2,4 \cdot 10^5$	Σ	$7 \cdot 10^5$	Σ	$7 \cdot 10^7$
129 Pu-239	10^5	160 Pu-240	$1,7 \cdot 10^5$	158 Pu-241	$7 \cdot 10^7$
				202 Pu-241	10^7
				208 U-237	$2,5 \cdot 10^7$
380 Pu-239	$5 \cdot 10^4$	-	-	330 U-237	$1,5 \cdot 10^6$
-	-	-	-	-	-
700 Pu-239	$1,5 \cdot 10^3$	650 Pu-240	$1,5 \cdot 10^3$	680 Am-241	10^4
-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	-	-

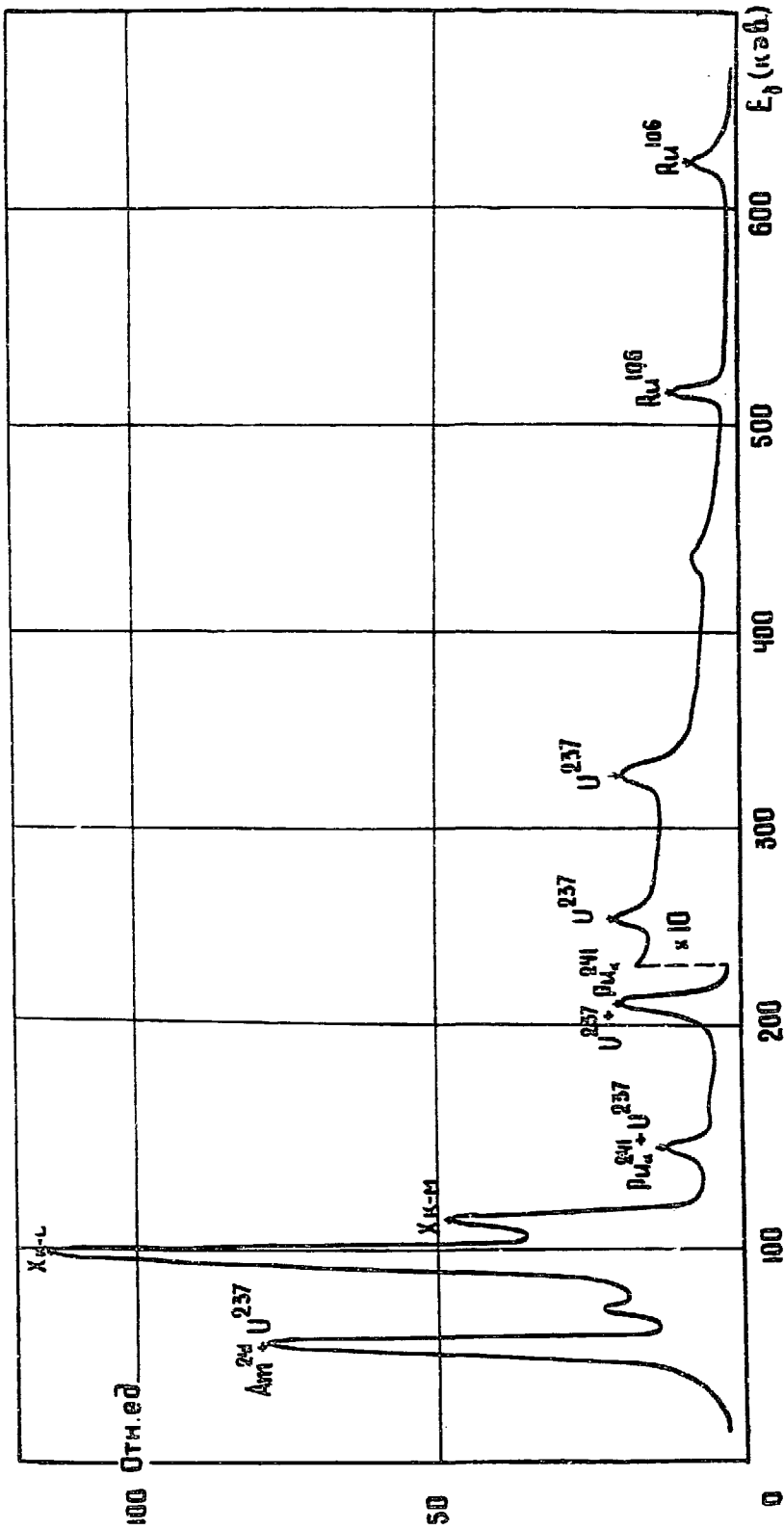


Рис. 2. Гамма-спектр РМ - образца

Am^{241} и U^{237} , 158 кэв - Pu^{241} , 208 и 267 кэв - U^{237} . Фотопики с энергией 510 и 620 кэв относятся к Ru^{106} + Rh^{106} , степень очистки от которых была недостаточно хорошей. Пики, соответствующие энергиям 99 и 114 кэв, обусловлены переходами между К - L и К - M оболочками, происходящими после конверсии гамма-квантов на К - оболочке. Знание гамма-спектра образца и эффективности спектрометра позволило определить плотность потока квантов на поверхность детектора.

Экспериментально определенная плотность потока сопоставлялась с расчетной, полученной с учетом изотопного состава, геометрических характеристик и приведенных в таблице I выходов гамма-квантов. Результаты расчета и экспериментального определения приведены в таблице 2. Поскольку выход гамма-квантов и коэффициент внутренней конверсии при снятии возбуждения с уровня 158 кэв Pu^{241} изучены недостаточно, при сопоставлении экспериментальных и расчетных результатов целесообразно провести объединение этой линии с линиями конверсионного излучения. При таком объединении расчетное определение суммарного выхода гамма-квантов Pu^{241} с энергиями 100+158 кэв оказывается менее чувствительным к значениям коэффициента внутренней конверсии. Погрешности расчетных и экспериментальных величин плотностей потока определялись исходя из точности знания выходов гамма-квантов, геометрических характеристик образца и спектрометра, эффективности спектрометра и расчетных формул.

Расчетные и экспериментальные результаты по всем основным линиям в пределах погрешности совпадают (табл. 2). Если принять во внимание, что для квантов с энергиями 60+100 кэв самопоглощение в исследованном образце составляет 97+85%, согласие расчета и эксперимента для указанных линий также следует признать вполне удовлетворительным. Линия с энергией 330 кэв в расчет не включалась, поскольку она совпадает с пиком комптоновского распределения от гамма-линии Rh^{106} .

Согласие с экспериментом подтверждает справедливость выбранного метода огики конверсионного излучения, роль

Таблица 2

Расчетное и экспериментальное определение плотности потока гамма-квантов от Pu - источника

Энергия γ -кван- тов (кэВ)	Плотности потока (квант/см ² -сек)	
	Расчет	Эксперимент
60	120 ± 30	82 ± 20
$X_k \div 158$	300 ± 80	410 ± 90
208	65 ± 17	84 ± 12
267	$3,4 \pm 0,9$	$3,4 \pm 0,5$

которого оказалась определяющей в общем потоке гамма-квантов. Методика расчета квантов и значения констант, приведенные в таблице I, были использованы в последующих расчетах дозовых характеристик топливных элементов.

4. РЕЗУЛЬТАТЫ

В расчетах дозовых характеристик топливных элементов, изготовленных из регенерированного плутония, особенно важен правильный учет эффектов самопоглощения и поглощения в оболочке элементов. Были приняты следующие характеристики топливных элементов: длина - 1000 мм, внутренний диаметр - 7 мм, плотность топлива - 9 г/см³, материал оболочки - сталь толщиной 0,3 мм, количество элементов в кассете - 150, состав топлива - 20% плутония + 80% естественного урана.

Поскольку невозможно учесть все многообразие условий работы с отдельными элементами и кассетами, расчеты доз были сделаны для двух случаев - одного элемента и 150 элементов кассеты, находящихся в одной плоскости. Расчеты плотности потоков частиц и дозовых характеристик выполнялись для расстояний в 50 мм и 500 мм от оси элемента или плоскости с использованием формул, приведенных в работе [4].

Изотопный состав плутония, загружаемого после регенерации в топливные элементы, существенно меняется в зависимости от условий его получения. Содержание Pu²³⁸ в плутонии, накапливаемом в тепловом реакторе, оценивалось исходя из величины интегрального потока, обеспечивающего состав: Pu²³⁹ ~ 60%, Pu²⁴⁰ ~ 25%, Pu²⁴¹ ~ 10% и Pu²⁴² ~ 5%. Малость сечения (п, 2п) - реакции на U²³⁸ и Pu²³⁹ по сравнению с сечением радиационного захвата U²³⁵ приводит к тому, что определяющим каналом образования Pu²³³ в тепловом реакторе является его накопление из U²³⁵. Величины, приведенные в верхней строке таблицы 3, рассчитаны для случая плутония, полученного при облучении естественного урана. Отсутствие надежных данных для (п, 2п) - сечений на Np²³⁷ не дает возможности оценить содержание Pu²³⁶,

Таблица 3

Источники состав плутония, накапливаемого в тепловом и быстром реакторах

Условия накопления	Содержание изотопов (%)					
	Pu^{235}	Pu^{238}	Pu^{239}	Pu^{240}	Pu^{241}	Pu^{242}
Тепловой реактор	-	$< 6 \cdot 10^{-2}$	58	28	9	5
Активная зона быстрого реактора ($E_n = 200+500$ кэВ)	$4 \cdot 10^{-5}$	$8 \cdot 10^{-2}$	59	25	10	4,9
Зона воспроизводства быстрого реактора ($E_n = 70+200$ кэВ)	$< 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-2}$	98,9	1,0	$2 \cdot 10^{-2}$	$< 10^{-4}$

но, очевидно, оно должно быть существенно меньшим, чем в быстром реакторе.

Последующее облучение в активной зоне быстрого реактора топливного элемента с плутонием из теплового реактора до $\sim 8\%$ уровня выгорания (по сумме тяжелых ядер урана и плутония) не приводит к существенным изменениям изотопного состава плутония, так как выгорание Pu^{239} заметно компенсируется поступлением из U^{238} . Резкое уменьшение в быстром реакторе величины $\epsilon_{\text{эф}}$ по сравнению с $\epsilon_{\text{л.2п}}$ приводит к тому, что основным каналом накопления Pu^{238} становится цепочка $\text{U}^{238} (n, 2n) \text{U}^{237}$ — а вклад реакций $\text{Pu}^{239} (n, 2n) \text{Pu}^{238}$ не превышает 30% . Накопление Pu^{238} , обусловленное, главным образом, реакцией $\text{U}^{238} (n, 2n) \text{U}^{237}$ оценивается величиной $\sim 4 \cdot 10^{-5}\%$. И этонный состав плутония в зоне воспроизводства рассчитывался для тех же сечений накопления, что и в активной зоне, исходя из условия $\sim 1\%$ накопления плутония в облучаемом уране.

Как следует из данных таблицы 4, суммарная мощность дозы в непосредственной близости от элементов с регенерированным плутонием из теплового реактора или активной зоны быстрого реактора составляет $15,4$ мр/час, причем вклады конверсионного и гамма-излучения Am^{241} и U^{237} являются определяющими. В ходе расчетов было определено, что не менее 30% нейтронной дозы обусловлено нейтронами из (α, n) — реакций на кислороде, однако эта величина может существенно возрасти при наличии в топливе примесей легких элементов с низким порогом реакции (F^{19} , B^{10}).

Для плутония из зоны воспроизводства следует ожидать значительного увеличения относительной интенсивности гамма-линий Pu^{239} и дочерних продуктов Pu^{238} . Изменяется вклад различных изотопов плутония в суммарный нейтронный фон. Если в топливе с плутонием из теплового реактора или из активной зоны быстрого реактора основной нейтронный фон был обусловлен Pu^{240} , то в плутонии из зоны воспроизводства быстрого реактора роль Pu^{239} и Pu^{238} становится определяющей.

Многократное повторение циклов регенерации с добавлением плутония из зоны воспроизводства может привести к увеличению не более чем на порядок содержания легких изотопов

Таблица 4

Мощность дозы гамма-излучения для топливного элемента теплового и быстрого реакторов (в точке на расстоянии 50 см от середины элемента, перпендикулярного к оси)

Энергия γ -излуч. (кэВ)	Ядро излуч. час.	Мощность дозы (мр/час)		
		тепловом реактор	активная зона быстр. реактора	зона воспроизв. быстр. реактора
51,6	Pu-239	$2,4 \cdot 10^{-2}$	$2,4 \cdot 10^{-2}$	$3,8 \cdot 10^{-2}$
58-60	U-237			
	Am-241 Pu-241	3,5	3,5	$2,1 \cdot 10^{-1}$
χ_{α} (~100)	Pu-239			} $6,5 \cdot 10^{-1}$
	Pu-240			
	U-237	6,3	6,3	
	Am-241			
129	Pu-239	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$2,8 \cdot 10^{-2}$
158	Pu-241	$1,8 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$1,1 \cdot 10^{-2}$
208	U-237	3,5	3,5	$2,1 \cdot 10^{-1}$
267	U-237	$2,8 \cdot 10^{-1}$	$2,8 \cdot 10^{-1}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$
312	Ri-212	-	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$3,4 \cdot 10^{-4}$
330	U-237	$7 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-1}$	$4,2 \cdot 10^{-2}$
380	Pu-239	$1,1 \cdot 10^{-1}$	$1,1 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-1}$
560	Tl-208	-	$5,6 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-2}$
650	Pu-240	$15,6 \cdot 10^{-2}$	$5,6 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$
700	Pu-239	$2,2 \cdot 10^{-2}$	$2,2 \cdot 10^{-2}$	$3,5 \cdot 10^{-2}$
860	Tl-208	-	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$3,4 \cdot 10^{-3}$
1600	Bi-212	-	$2 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-3}$
2612	Tl-208	-	$5,6 \cdot 10^{-2}$	$1,4 \cdot 10^{-1}$
		$\Sigma = 15,4 \text{ мр/час}$	$\Sigma = 15,4 \text{ мр/час}$	$\Sigma = 1,7 \text{ мр/час}$

плутония (Pu^{238} и Pu^{239}), однако радиационные характеристики топлива, следовательно, в основном, тем самым изотопами, при этом существенно не изменяются.

Как следует из итоговых результатов, представленных в таблице 5, мощность дозы по крайней мере в 5 раз превышает предельно допустимый уровень гамма-излучения в непосредственной близости от одной сборки и в десятки раз - при работе со 150 элементами бассейна. Очевидно, что при непосредственной работе с топливными элементами регенерированного плутония, даже в случае идеальной его очистки, потребуется использование специальных мер защиты, обеспечивающих снижение мощности дозы гамма- и нейтронного излучения до предельно допустимого уровня. Несомненно, что в реальных случаях очистки, когда в регенерированном плутонии возможно присутствие осесепчатых и трансураниевых элементов, дозовые характеристики должны существенно возрасти.

Таблица 5

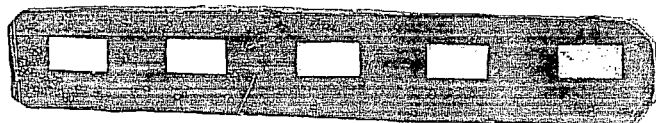
Отношения мощности дозы гамма-излучения и плотности потока нейтронов к предельно допустимым уровням излучения (плутоний реактора или активной зоны быстрого реактора)

Вид излу- чения	Один элемент		150 элементов бассейна	
	$l = 50\text{см}$	$l = 500\text{см}$	$l = 50\text{см}$	$l = 500\text{см}$
Гамма	5	0,4	350	45
Нейтроны	0,7	$3 \cdot 10^{-2}$	7	3

ЛИТЕРАТУРА

1. Архипов В.А., Горшков Г.В. и др. Атомная энергия, 32, 4 (1972) 311.
2. Горбачев В.М., Замятин Ю.С., Лбов А.А. Основные характеристики изотопов тяжелых элементов. М., Атомиздат (1970).
3. Lederer C.M., Hollander J.M., Perlman I. Table of Isotopes, New York (1968).
4. Роквелл Т. Защита ядерных реакторов. Изд-во "Иностранная литература", М. (1958).

Рукопись поступила в редакцию ОНТИ
23 ноября 1972 года



Отпечатано в Научно-исследовательском институте атомных реакторов
им. В.И.Ленина

T-18062 от 10.XI.72.

Тираж 150.

0,78 уч.-изд. лист

Редактор Шагалова М.И.

Декабрь, 1972