

U-232 И ПРОТИВОДЕЙСТВИЕ РАСПРОСТРАНЕНИЮ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ U-233 В ОТРАБОТАННОМ ТОПЛИВЕ

Юньмин Канг и Фрэнк Н. фон Хиппель

Проводится исследование факторов, влияющих на уровень загрязнения U-233 изотопом U-232 в реакторах-размножителях с охлаждением расплавленными металлами и с замедлителем из тяжелой или обычной воды, загруженных топливом с природным или низкообогащенным ураном, и содержащим торий, перемешанный с ураном, или помещенный в отдельные каналы для мишеней. U-232 распадается с периодом полураспада в 69 лет через Th-228 с периодом полураспада в 1,9 года до Tl-208, который при распаде испускает гамма-квант с энергией 2,6 МэВ.

Мы обнаружили, что реакторы на обычной воде под давлением, загруженные топливом с низкообогащенным ураном и торием, при высокой степени выгорания (70 МВт день на килограмм) производят U-233 со степенью загрязнения U-232 около 0,4%. При таком уровне загрязнения мощность дозы облучения гамма-лучей от сферы из U-233 массой в 5 кг на расстоянии в 1 метр составит соответственно 13 и 38 бэр в час через 1 и 10 лет после химической очистки. Связанный с этим циклом плутоний будет содержать 7,5% нежелательного тепловыделяющего изотопа Pu-238 с периодом полураспада в 88 лет.

Однако, точно так же, как можно получать плутоний оружейного качества из топлива с малой степенью выгорания, возможно практически использовать тяжеловодные реакторы для производства U-233, содержащего всего лишь несколько частей U-232 на миллион, если помещать торий в отдельные каналы-мишени и разгружать его в несколько раз чаще, чем основное топливо из природного урана. Мощность дозы облучения от сферы из U-233 массой в 5 кг, содержащей 5 частей U-232 на миллион, можно сократить еще в 30 раз, примерно до 2 мбэр в час, поместив ее в свинцовую сферу с точно соответствующими размерами и массой в 100 кг.

Таким образом, противодействие распространению в ториевом топливном цикле очень сильно зависит от метода его реализации.

Оригинальная версия данной статьи была получена редакцией журнала "Наука и всеобщая безопасность" 15 марта 2001 года.

Юньмин Канг (jmkang55@hotmail.com) будет работать со следующего года, сотрудничая с институтом "Наутилус", над созданием Центра ядерной политики в национальном университете в Сеуле.

Фрэнк Н. фон Хиппель (fvhippel@princeton.edu) работает профессором общественных и международных отношений в Принстонском университете, Принстон, NJ 08544.

ВВЕДЕНИЕ

Уран-233, так же, как и плутоний-239, является долгоживущим делящимся изотопом, производимым в реакторах при одиночном захвате нейтронов встречающимся в природе распространенным родительским изотопом (см. рис. 1). Критическая масса U-233 для быстрых нейтронов почти совпадает с критической массой Pu-239, а скорость спонтанного деления намного ниже, что сводит проблему преждевременного инициирования цепной реакции нейтронами от спонтанного деления до пренебрежимо низкого уровня даже в устройствах "пушечного типа", подобных использованному в сброшенной на Хиросиму бомбе из U-235 (см. табл. 1). Почему же плутоний, а не U-233, используется в качестве стандартного расщепляющегося материала в современном ядерном оружии? Этот вопрос представляет не только исторический интерес, поскольку внимание к топливному циклу тория и U-233 возрастает.

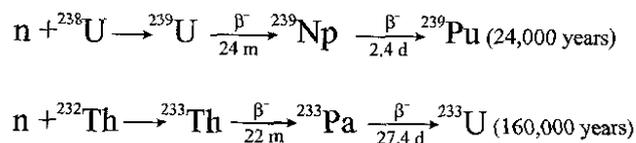


Рисунок 1. Образование U-233 и Pu-239.

В данной статье мы рассмотрим следующие вопросы: как можно производить U-233 в существующих типах реакторов; его преимущества в качестве реакторного топлива; характеристики попутного производства U-232, один из продуктов распада которого испускает жесткие гамма-лучи; и влияние этого изотопа при различных уровнях загрязнения на возможность использования U-233 в оружии. Наши результаты представлены в основном тексте статьи. Методы расчетов описаны в Приложениях.

Производство U-233

Одной из наиболее важных причин, по которым в качестве оружейного материала был выбран плутоний, а не U-233, было то, что реакторы первого поколения для производства плутония работали на природном уране, в котором содержание поглощающего нейтроны родительского материала (U-238) почти достигает той предельной величины, при которой еще возможно достижение критичности. В реакторе с топливом из природного урана, таком, как канадский тип реактора с замедлителем из тяжелой воды (ТВР), Pu-239 производится при поглощении нейтронов в U-238 со скоростью примерно один грамм плутония на один тепловой мегаватт-день высвобожденной энергии деления при низкой степени выгорания (см. рис. 2¹). При делении одного грамма расщепляющегося материала выделяется примерно один мегаватт-день энергии. Если принять во внимание требования к нейтронам для поддержания устойчивой цепной реакции, то имеется примерно один избыточный нейтрон на один акт деления и практически все такие нейтроны поглощаются в U-238².

При производстве U-233 необходимо добавлять родительский материал Th-232. Если топливом является природный уран, то можно добавить только относительно малую долю тория, перед тем, как поддержание цепной реакции станет невозможным. По нашим оценкам, к топливу ТВР можно добавить около 7 процентов окиси тория, прежде чем допустимая степень выгорания уменьшится от 7000 до 1000 мегаватт-день на тонну тяжелого ме-

¹ Вычисления проводились по программе ORIGEN2 (ORIGEN2.1: "Isotope Generation and Depletion Code Matrix Exponential Method", [Oak Ridge National Laboratory, Radiation Safety Information Computational Center, August 1986]).

² При делении U-235, вызванном тепловым нейтроном, испускается приблизительно 2,42 нейтрона. Из них в среднем 1,22 нейтрона должно поглотиться в U-235 для инициирования последующих делений, а 1,2 нейтрона остаются для поглощения в U-238, продуктах деления, актиидах, материалах конструкции, замедлителя, и системы управления реактивностью, и для утечки из активной зоны. Относительно низкое отношение преобразования легководных реакторов (ЛВР), показанное на рис. 2 (т.е., его доставка меньшей доли избыточных нейтронов к U-238) при малой степени выгорания отражает те факты, что имеется большой суммарный поток нейтронов от свежего топлива ЛВР к топливным сборкам с большей степенью выгорания, и что в РВД используется больше поглотителей нейтронов для сглаживания изменений реактивности, поскольку они перезагружаются через год, или даже больше, в отличие от непрерывной перезагрузки ТВР. Оно также отражает тот факт, что нейтроны в ТВР поглощаются при меньших энергиях, сечения захвата расщепляющихся материалов очень высоки, и поэтому конкуренция с поглощением на продуктах деления ослабевает (в РВД теряется 0,3 нейтрона, а в ТВР - 0,08 нейтрона). Это частично компенсируется большим поглощением в материалах конструкции ТВР (0,12 нейтрона по сравнению с 0,02 у РВД), хотя поглощение в охладителе ТВР меньше (0,03 по сравнению с 0,07 у ЛВР). При большой степени выгорания суммарное производство плутония уменьшается в основном из-за того, что существенная доля делений происходит в плутонии.

талла. Поскольку сечение поглощения тепловых нейтронов для Th-232 почти в 3 раза больше, чем для U-238, такая концентрация тория может обеспечить производство примерно 0,2 граммов U-233 на мегаватт-день при степени выгорания менее 1000 мегаватт-день на тонну тяжелого металла (см. рис. 3). Следовательно, основным расщепляющимся материалом, который будет производиться в активной зоне, будет оставаться плутоний.

На всех рисунках в данной статье мы включаем в производство Pu-239 и U-233 производство их короткоживущих предшественников, Np-239 (период полураспада 2,4 суток) и Pa-233 (период полураспада 27 суток), соответственно.

Для страны, обладающей возможностями обогащения урана, баланс между производством плутония и U-233 практически полностью может быть изменен в сторону U-233 при загрузке промышленных реакторов топливом из высокообогащенного урана. Так, США произвело большую часть своего оружейного плутония на промышленных реакторах с тяжеловодным замедлителем в Саванна-Ривер, используя топливо из высокообогащенного урана и мишени из обедненного урана в конфигурации смешанной решетки³.

Таблица 1. Сравнение некоторых ядерно-физических характеристик U-233, U-235, и Pu-239.

Свойство	Уран-233	Уран-235	Плутоний-239
Период полураспада (лет)	$1,4 \cdot 10^6$	$7,0 \cdot 10^8$	$2,4 \cdot 10^4$
Родительский изотоп (распространенность в земной коре ^а)	Th-232 (9,6 ppm)	Получается из природного урана	U-238 (2,7 ppm; содержание в природном уране 99,3%)
Сечение поглощения тепловых нейтронов	7,4 барна (10^{-24} см ²)		2,7 барна
Критическая масса в кг (отражатель) ^б	8,4 (98,3% U ²³³) (3,7 см Be)	21 (93,5% U ²³⁵) (5,1 см Be)	7,5 (4,9% Pu ²⁴⁰) (4,2 см Be)
Нейтроны, испускаемые при поглощении одного нейтрона (энергия нейтрона, вызывающего деление) ^в	2,5 (1 МэВ) 2,28 (0,025 эВ)	2,3 2,07	2,9 2,11
Интенсивность спонтанного деления (сек·кг) ⁻¹	0,5	0,6 (для 1% U ²³⁴ и 5,5% U ²³⁸)	$2,5 \cdot 10^4$ (для 6% Pu ²⁴⁰)
Тепловыделение при распаде (Вт/кг)	0,3	10^{-4}	2,4 (6% Pu ²⁴⁰)
Доля запаздывающих нейтронов ^г	0,00266	0,0065	0,00212

^а Handbook of Chemistry and Physics, 76th Edition (1995-6), p. 14-11.
^б Critical Dimensions of Systems Containing U-235, Pu-239, and U-233. (LA-10860-MS, Los Alamos National Laboratory, 1986 revision).
^в A.M. Perry and A.M. Weinberg, "Thermal Breeder Reactors", Annual Review of Nuclear and Particle Science, 22(1972), 317 - 354.
^г Thorium-based fuel options for the generation of electricity: Developments in the 1990s (Vienna, IAEA-TECDOC-1155, May 2000); 9.

Радиационная опасность U-232

Вторая проблема с U-233 в качестве расщепляющегося материала как для оружия, так и для реакторного топлива, заключается в том, что он содержит примесь U-232, в цепочке распада которого образуется проникающее гамма-излучение. Цепочка распада U-232 показана на рис. 4. Наиболее важным гамма-излучателем, обеспечивающим 85 процентов общей дозы U-232 в течение 2 лет, является Tl-208, испускающий при распаде гамма-

³ Thomas Cochran et al., U.S. Nuclear Warhead Production (Ballinger, 1987), pp. 67-70.

кванты с энергией 2,6 МэВ (см. Приложение В). Для плутония, содержащего значительную примесь Pu-241 с периодом полураспада 14,4 года, наиболее важным источником гамма-облучения является его продукт распада Am-241 с периодом полураспада 433 года, который испускает гамма-лучи малых энергий ($< 0,1$ МэВ). Такие гамма-лучи не представляют значительной радиационной опасности для персонала в случае оружейного плутония (0,36% Pu-241), но их доза становится более существенной для плутония реакторного качества, в котором содержание Pu-241 может быть порядка 10%. Поэтому как U-233, загрязненный U-232, так и плутоний реакторного качества становятся менее желательными оружейными материалами благодаря тому, что их гамма-излучение несет с собой потенциально высокие дозы радиации и требует мероприятий по защите рабочих, занятых на производстве ядерного оружия, и военного персонала, обращающегося с ядерным оружием.

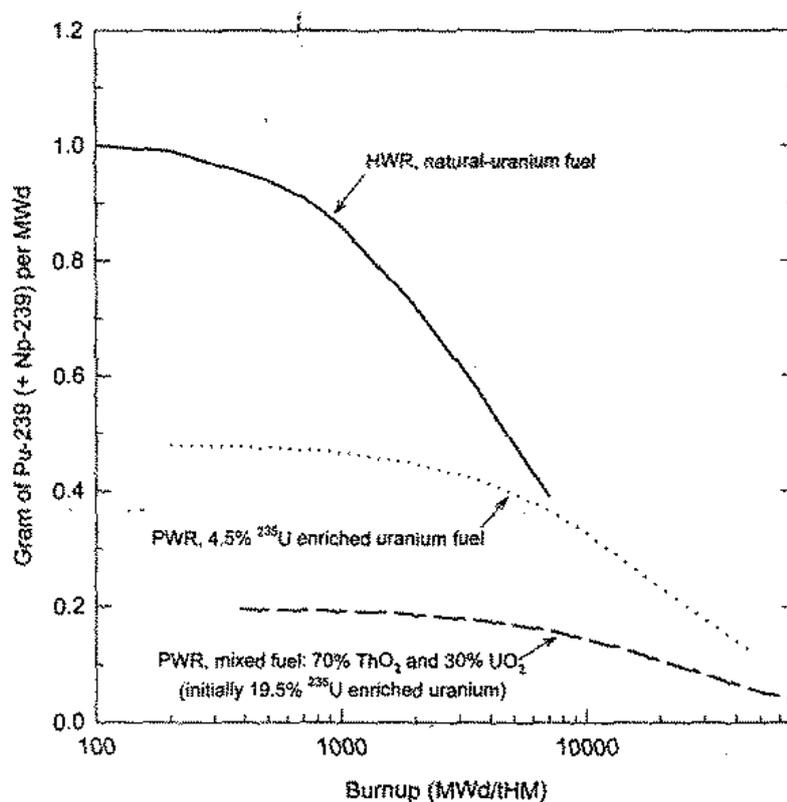


Рисунок 2. Общая скорость производства Pu-239 на мегаватт-день высвобожденной энергии деления в зависимости от степени выгорания топлива в тяжеловодных реакторах (ТВР) и реакторов на обычной воде под давлением (РВД). Верхняя сплошная кривая соответствует топливу ТВР из природного урана, средняя пунктирная кривая соответствует топливу РВД из урана, обогащенного до 4,5%, а нижняя штриховая кривая соответствует смешанному топливу из 70% ThO₂ и 30% UO₂, обогащенного до 19,5%.

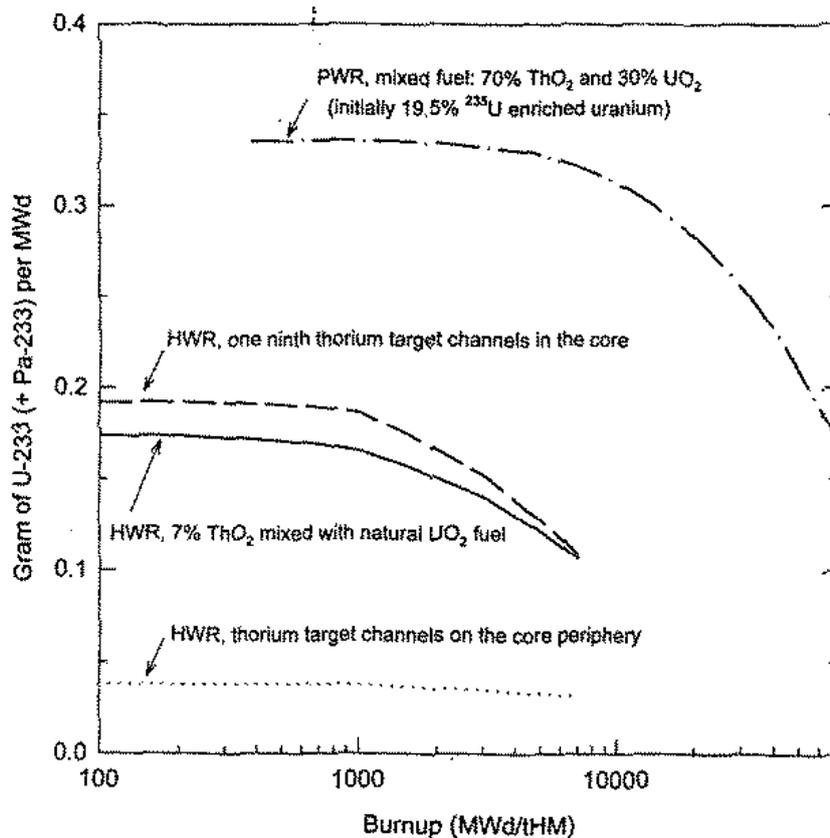


Рисунок 3. Суммарная скорость производства U-233 в зависимости от степени выгорания основного топлива на мегаватт-день в реакторах РВД и в реакторах ТВР с топливом из природного урана для тория, смешанного с топливом, или расположенного в отдельных каналах (в одном из девяти), или в каналах на периферии активной зоны. Верхняя штрихпунктирная кривая соответствует смешанному топливу РВД из 70% ThO₂ и 30% UO₂, обогащенного до 19,5%, средняя штриховая кривая соответствует топливу ТВР с ториевой мишенью в каждом девятом канале активной зоны, средняя сплошная кривая соответствует топливу ТВР из природного урана, смешанному с 7% ThO₂, а нижняя пунктирная кривая соответствует топливу ТВР с ториевыми мишенями на периферии активной зоны.

На рис. 5а показано рассчитанное нарастание со временем мощности дозы облучения гамма-излучения на расстоянии 0,5 метра (типичное расстояние для работы в защитной камере с перчатками) от сферы из свежевыделенного U-233 массой 5 кг, содержащей 0, 1 или 5 частей U-232 на миллион. Из рисунка видно, что доза от чистого U-233 того же порядка, что доза от оружейного плутония. В случае U-233, загрязненного U-232, возрастание мощности дозы облучения со временем отражает накопление Th-228 с периодом полураспада 1,9 года. После такого возрастания мощность дозы облучения от U-233, содержащего 1 часть U-232 на миллион, будет примерно такой же, как у плутония реакторного качества на протяжении большей части его периода полураспада в 14,1 года. Pu-241 (составляющий вначале 9,1% от всего плутония)⁴ распадается в Am-241.

⁴ Плутоний, извлеченный из низкообогащенного топлива реактора с водой под давлением со степенью выгорания 33 мегаватт-дня на килограмм, и сохранявшийся в течение 10 лет до переработки ("Plutonium Fuel: An Assessment", Paris, OECD/NEA, 1989), Table 9.

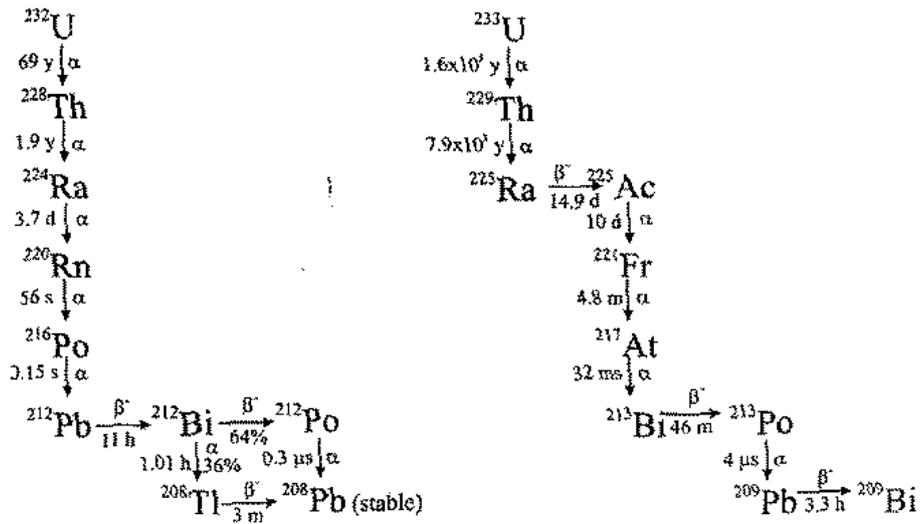


Рисунок 4. Цепочки распада U-232 и U-233.

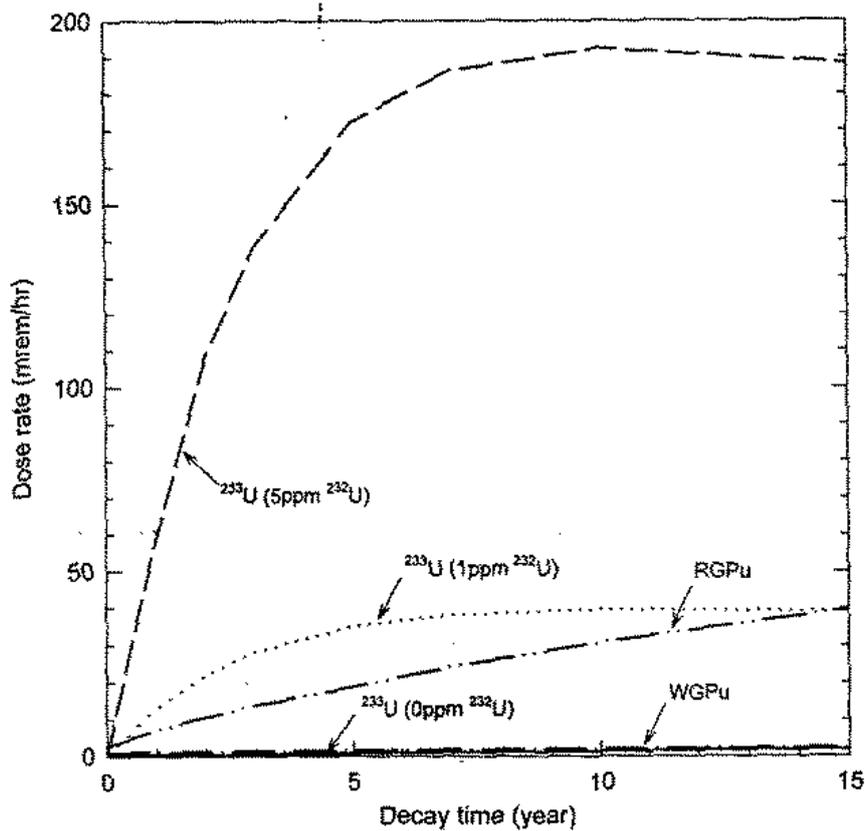


Рисунок 5а. Возрастание мощности дозы облучения на расстоянии 0,5 м от сфер из Pu-239 и U-233 массой в 5 кг для различных концентраций примеси U-232 и высших плутониевых изотопов, соответственно.

На рис. 5б показана эффективность свинцовой защиты для понижения дозы от сфер массой в 5 кг из плутония реакторного качества и U-233 в зависимости от массы свинца в тесно прилегающей оболочке. Из рисунка видно, что защититься от гамма-лучей малой энергии от плутония легко. Защита от нейтронной дозы от спонтанного деления изотопов

плутония с четным массовым числом в плутонии реакторного качества потребует относительно толстого слоя замедлителя нейтронов, содержащего водород (например, пластика), за которым следует слой поглощающего нейтроны материала, за которым должна быть дополнительная защита от гамма-лучей, образующихся при захвате нейтронов.

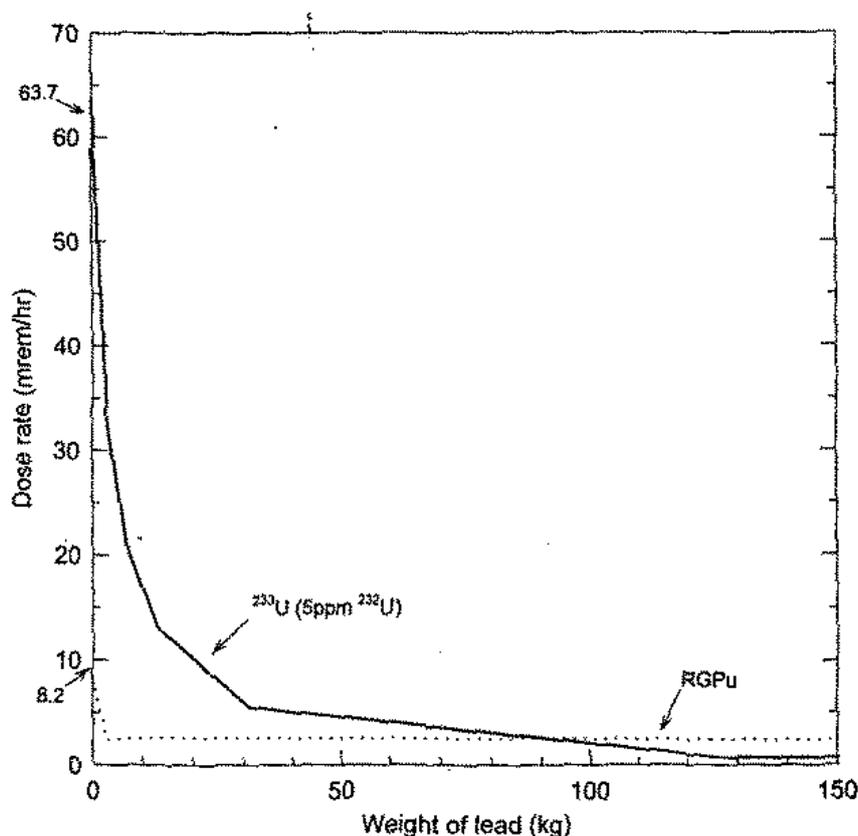


Рисунок 56. Ослабление мощности дозы облучения для плутония реакторного качества через 1 год после разделения и U-233, содержащего 5 частей U-232 на миллион в зависимости от массы тесно прилегающей свинцовой полый сферической оболочки.

Доза профессионального облучения в США в настоящее время ограничена 5 бэрами в год⁵. Рабочий, находящийся на расстоянии 0,5 м от незащищенной сферы массой 5 кг из плутония оружейного качества через 1 год после разделения (мощность дозы облучения 1,2 мбэр/час), должен находиться около нее почти 3 800 часов, чтобы достичь предельной дозы. После накопления Am-241 мощность дозы облучения от сферы плутония реакторного качества через один год после разделения составит примерно 8,2 мбэр/час, ограничивая присутствие рабочего 610 часами в год. Примерно такая же ситуация будет и для U-233, содержащего 1 часть U-232 на миллион после накопления Tl-208. Для U-233 через 1 год после разделения, содержащего 5 частей U-232 на миллион, рабочий может находиться вблизи сферы не более 80 часов в год. Поэтому повышение уровня загрязнения U-232 в U-233 значительно затрудняет его использование в производстве и делает его легче обнаружимым из-за большой проникающей способности гамма-лучей с энергией 2,6 МэВ. Однако, лишь при уровне содержания U-232 в 2,4% U-233 подпадет под действие стандарта МАГАТЭ по ограниченной физической защите (более 100 бэр/час на расстоянии 1 метра)⁶.

⁵ US Nuclear Regulatory Commission, "NRC Dose Limits", <http://www.nrc.gov/NRC/EDUCATE/REACTOR/09-DOSESTANDARD/index>.

⁶ International Atomic Energy Agency, "The Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities", INFCIRC/225/Rev.4 (<http://www.iaea.org/worldatom/program/protection/index.html>). Рвота начнется через несколько часов и кратковременная доза ионизирующего излучения

Таблица 2. Количество рабочих часов без защиты, необходимое для накопления дозы в 5 бэр (металлическая сфера массой в 5 кг через 1 год после разделения)

Металл	Мощность дозы, бэр/час	Часы
Плутоний оружейного качества	0,0013	3800
Плутоний реакторного качества	0,0082	610
U-233, содержащий 1 ppm U-232	0,013	380
U-233, содержащий 5 ppm U-232	0,059	80
U-233, содержащий 100 ppm U-232	1,27	4
U-233, содержащий 1% U-232	127	0,04

Департамент по атомной энергии Индии (ДАЭ) выражал беспокойство по поводу профессиональной опасности, связанной с изготовлением топлива, содержащего U-233. Его долговременной целью является очистка U-233 до нескольких частей U-232 на миллион при помощи лазерной очистки изотопов⁷. В свое время в статье 1993 года из атомного исследовательского центра Баба в Бомбее сообщалось, что рабочие, изготовлявшие активную зону исследовательского реактора с 0,6 кг "чистого" U-233, содержащего 3 части U-232 на миллион, получили суммарную дозу облучения в 6,7 человеко-бэр⁸.

Интерес к U-233 как к реакторному топливу

Одной из причин интереса к U-233 как к реакторному топливу является возможность достижения больших коэффициентов преобразования C_R в реакторах на медленных нейтронах⁹. Из таблицы 1 можно увидеть, что на один тепловой нейтрон (20 °C или 0,025 эВ), поглощенный в U-233, образуется на 0,2 нейтрона больше, чем в плутонии. Эта разница увеличивается с энергией нейтронов до примерно 0,4 при энергии нейтронов в 0,1 эВ и 0,6 при 0,3 эВ. Это является важным различием, поскольку количество расщепляющегося материала, необходимое для производства мегаватт-дня энергии деления, высвобождаемое в данном топливном цикле, пропорционально $1 - C_R$. Фактически, в топливном цикле Th-232/U-233 можно достичь $C_R > 1$, т.е., он может стать суммарным множителем расщепляющихся материалов в реакторах на тепловых нейтронах, если минимизировать использование "нейтронных ядов" в управлении избыточной реактивностью за счет применения непрерывной загрузки или геометрического контроля реактивности.

Значительный интерес к реакторам-размножителям проявлялся в 40-70 г.г. В это время считалось, что общая мощность атомных электростанций в мире быстро перерастет мировые ресурсы высококачественной урановой руды для загрузки реакторов на природном или низкообогащенном уране, работающих в "одноразовом" цикле. Наибольшее внимание уделялось реакторам-размножителям на быстрых нейтронах, базирующихся на "замкнутом" топливном цикле U-238/Pu-239 (т.е., включающем переработку плутония). Но были проведены и детальные исследования, эксперименты и даже демонстрации различных типов реакторов-размножителей на тепловых нейтронах, работающих на замкнутом топливном цик-

может оказаться смертельной при уровне дозы для всего тела в 200 бэр. При дозе более 1000 бэр смертельный исход будет практически гарантированным в течение 10 дней (The Effects of Nuclear Weapons, 3rd edition, Samuel Glasstone and Philip J. Dolan, eds (US Departments of Defense and Energy, 1977), Table 12.108).

⁷ R. Chidambaram and C. Ganguly, "Plutonium and Thorium in the Indian Nuclear Programme", Current Science, 70, January 10, 1996, pp. 21 - 35.

⁸ A.M. Bhagwat, K.V. Kamath, K.N. Kutty, G.R. Naik, K.K. Narayan, P.R. Pillai, G.J. Prasad, and C. Ganguly, "Radiological Safety Experience in the Fabrication of Alloy Plate Fuels Bearing 233U/Pu", Nuclear Tehnology, 103 (August 1993): 246 - 256. К сожалению, не было приведено время после разделения U-233. Человеко-бэры означают сумму индивидуальных доз, полученных сотрудниками.

⁹ A.M. Perry and A.M. Weinberg, "Thermal Breeder Reactors", Annual Review of Nuclear and Particle Science, 22(1972), 317 - 354.

ле Th-232/U-233, включая тяжеловодные реакторы¹⁰, реакторы на обычной воде¹¹, и реакторы на расплавах солей¹².

Интерес к реакторам-размножителям уменьшился, поскольку общая мощность атомных электростанций в мире оказалась на порядок величины меньше, чем прогнозировалось в середине 70-х г.г.; стоимость переработки и изготовления плутониевого топлива оказалась на порядок величины больше; а стоимость урана оказалась на порядок величины меньше. Тем не менее, интерес к ториевому топливному циклу сохранился в Индии из-за ее относительно малых запасов урана, больших запасов тория, и нежелания экспортеров урана продавать его в Индию из-за ее неприсоединения к Договору о нераспространении ядерного оружия. В то же время атомная промышленность Индии продолжает придерживаться трехэтапного плана развития атомной энергетики, заложенного в 50-х г.г. ее основателем, Хоми Бхаба. Первый этап включает использование тяжеловодных реакторов, загружаемых природным ураном, и легководных реакторов, загружаемых низкообогащенным ураном. На втором этапе плутоний, извлекаемый из отработанного топлива этих реакторов, используется как затравочное топливо для быстрых реакторов-размножителей с охлаждением жидким натрием. На третьем этапе U-233, образованный при захвате нейтронов в ториевой обшивке этих реакторов-размножителей, будет перемешиваться с торием и использоваться как затравочное топливо для тяжеловодных реакторов, и, может быть, даже для высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением, работающих на замкнутом топливном цикле Th-232/U-233¹³.

Недавно интерес к торию снова возродился в США и Западной Европе, поскольку он может быть использован для увеличения достижимой степени выгорания топлива легководных реакторов, работающих в одноразовом топливном цикле, и одновременно уменьшить количество пригодных для оружия трансураниевых элементов в радиоактивных отходах¹⁴. Для образования Np-237 из Th-232 требуется пять последовательных захватов нейтронов, в то время как единственный захват нейтрона преобразует U-238 в Pu-239 (см. рис. 6)¹⁵. Поэтому появились предложения разработки легководного реактора, в котором торий в основном заменит U-238¹⁶ и для подкритического реактора на быстрых нейтронах, подпитываемого ускорителем, в котором из тория будет производиться U-233¹⁷.

¹⁰ См., например, J.B.Slater, "An Overview of the Potential of the CANDU reactor as a Thermal Breeder", (Atomic Energy of Canada Limited, AECL-5679, 1977).

¹¹ См., например, "Final Environmental Statement, Light Water Breeder Program", (U.S. Energy Research and Development Administration, ERDA-1541, 1976).

¹² См., например, ссылку 9.

¹³ См. ссылку 7.

¹⁴ "Thorium-based fuel options for the generation of electricity: Developments in the 1990s" (Vienna, IAEA-TECDOC-1155, May 2000); 9.

¹⁵ Manson Benedict, Thomas Pigford, and Hans Wolfgang Levi, "Nuclear Chemical Engineering", McGraw-Hill (1981); 367, 377.

¹⁶ См., например, Alex Galperin, Paul Reichert and Alvin Radkowsky, "Thorium Fuel for Light Water Reactors - Reducing Proliferation Potential of Nuclear Power Fuel Cycle", Science and Global Security 6 (1997), pp. 265 - 290 (неоднородная активная зона); J. Stephen Herring and Philip E. MacDonald, "Characteristics of Mixed Thorium-Uranium Dioxide High Burnup Fuel" (Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, INEEL/CON-99-00141, preprint, Nov. 13, 1998).

¹⁷ C. Rubbia et al., "Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier", CERN/AT/95-44 (ET), 1995

(<http://preprints.cern.ch/cgi-bin/tiff2ps?/archive/electronic/cern/preprints/at/at-95-044>); C. Roche and C. Rubbia, "Some Preliminary Considerations of the Economical Issues of the Energy Amplifier", CERN/AT/95-45 (ET), 1995

(<http://preprints.cern.ch/cgi-bin/setlink?base=preprint&categ=cern&id=lhc-98-012>).

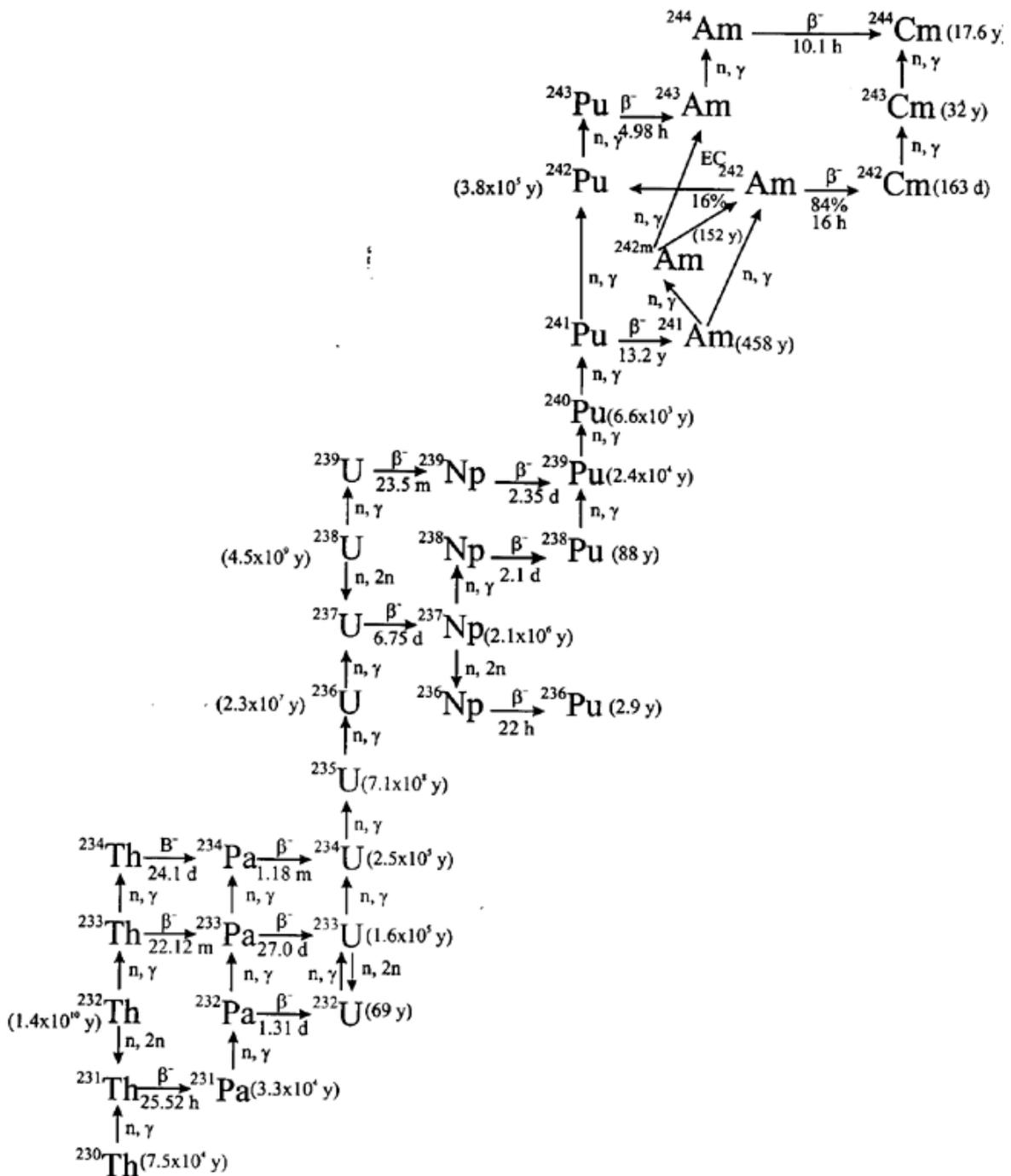


Рисунок 6. Продукты многократного захвата нейтронов в Th-230, Th-232, U-235 и U-238.

Изотопное "денатурирование" U-233 в свете использования в оружии

Согласно МАГАТЭ, граница обогащения, ниже которой обогащенный уран не может быть непосредственно использован для изготовления ядерных взрывных устройств деления, составляет 20 процентов U-235. Такое разбавление U-238 "денатурирует" U-235 для оружейных целей. Сравнимого разбавителя для плутония не существует¹⁸. Однако, в при-

¹⁸ МАГАТЭ рассматривает плутоний, содержащий более 80% Pu-238, как не пригодный для оружия из-за большого тепловыделения короткоживущим (период полураспада 88 лет) изотопом Pu-238 (560 Вт/кг). Однако, Pu-238 образуется при нейтронном захвате в Np-237, который сам по себе образуется двумя последовательными захватами нейтронов в U-235 и

родном и обедненном уране имеется достаточно U-238 для денатурирования U-233. На рис. 7 показана критическая масса смесей U-233 и U-235 с U-238 с рефлектором в зависимости от содержания расщепляющегося изотопа¹⁹. Можно видеть, что критическая масса урановой сферы с 20% обогащением по U-235, окруженной бериллиевым рефлектором толщиной 4 см, составляет около 400 кг. Смесь U-233/U-238 будет иметь соответствующую критическую массу при содержании U-233 примерно 12%.

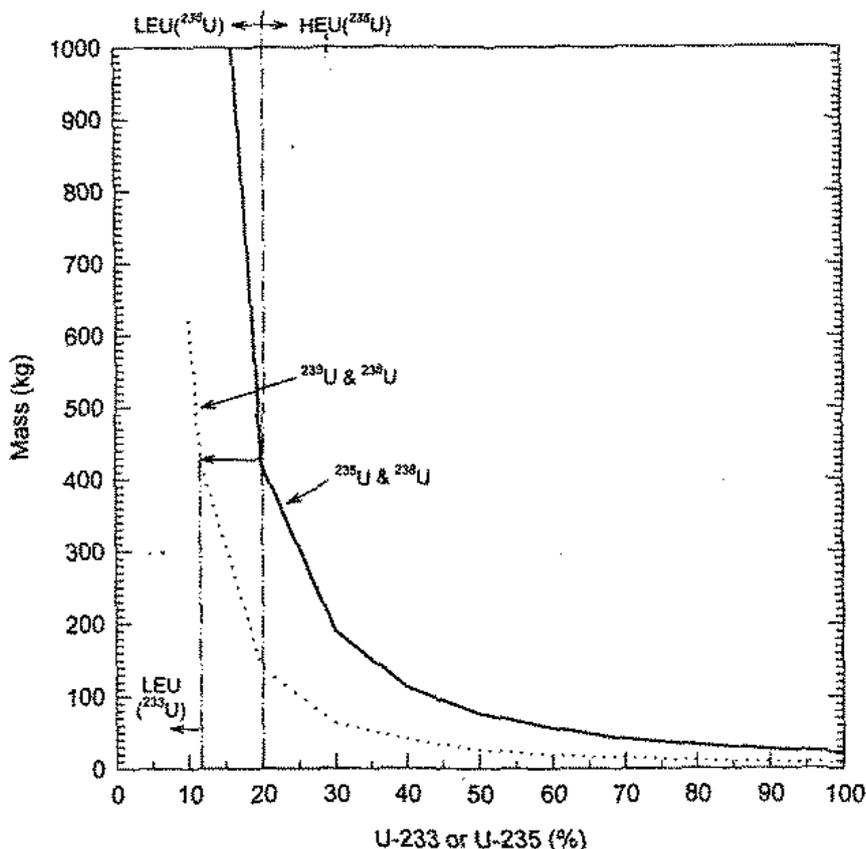


Рисунок 7. Критические массы с рефлектором в зависимости от содержания U-233 и U-235 в изотопной смеси с U-238.

Уран, содержащий менее 20% U-235, не может быть непосредственно использован для изготовления ядерного взрывного устройства. Однако, для его обогащения до оружейного качества (90% U-235) потребуется всего лишь четверть работы по обогащению по сравнению с ураном с 4,5% U-235²⁰.

Определяющие факторы концентрации U-232 в U-233

U-232 образуется из Th-232 через две цепочки реакций, показанных на рис. 6. Каждая из этих цепочек включает реакцию поглощения нейтрона (n, γ) и реакцию, в которой падающий нейтрон выбивает два нейтрона из ядра-мишени ($n, 2n$). U-232 может также получаться при двух последовательных захватах нейтронов встречающимся в природе изотопом Th-230. Торий-230 является продуктом распада U-234, который в свою очередь является

затем в U-236. Поэтому непрактично производить плутоний Pu-238 в значительных количествах для денатурирования заметной части сотен тонн уже разделенного плутония оружейного и реакторного качества.

¹⁹ Рассчитано при помощи программы MCNP (MCNP4B2: "Monte-Carlo Transport Code System", (CCC-660 MCNP4B2, Radiation Safety Information Computational Center, January 1998).

²⁰ Для отходов со степенью обогащения от одной четверти до половины от исходного материала. Для обычной степени обогащения отходов в 0,3% отношение примерно равно 0,3.

продуктом распада U-238 и находится в равновесной концентрации (17 частей на миллион) в природном уране. Минимизация образования U-232 требует поэтому, чтобы природный торий был минимально загрязнен Th-230 из перемешанного или находящегося рядом природного урана. В описанных ниже расчетах мы предполагали, что загрязнение Th-230 отсутствует, и проверили чувствительность этих расчетов на концентрации в 1 часть на миллион.

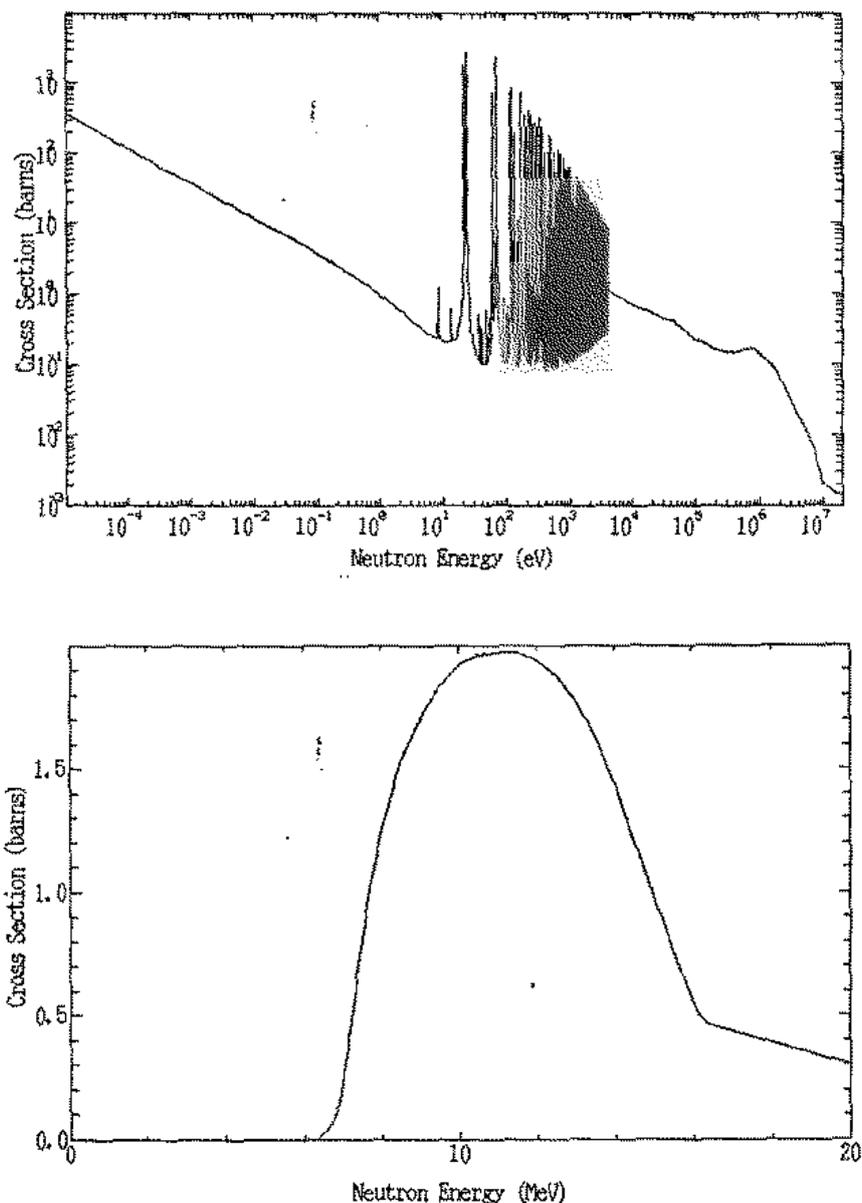


Рисунок 8. Сечения реакций (n, γ) (верхняя часть) и (n, 2n) (нижняя часть) для Th-232.

Пороговая энергия нейтронов для реакций (n, 2n), действующих в образовании U-232, составляет примерно 6 МэВ²¹. Такие энергии можно найти лишь в высокоэнергетичном хвосте спектра нейтронов деления. (На рис. 8 показаны сечения реакций (n, γ) и (n, 2n) для Th-232²².) Усредненные по спектру деления сечения равны 14,46 мб для реакции n + Th-232 \rightarrow Th-231 + 2n и 4,08 мб для реакции n + U-233 \rightarrow U-232 + 2n²³. Изменение отношения концентраций U-232/U-233 в тории зависит поэтому от интегрального потока нейтронов с энергией более 6 МэВ в материале ториевой мишени.

На рис. 9а и в табл. 3 показан спектр нейтронов деления в сравнении с энергетиче-

²¹ 5,7 МэВ для n + U-233 \rightarrow U-232 + 2n и 6,3 МэВ для n + Th-232 \rightarrow Th-231 + 2n.

²² ENDF/B-6.0

²³ ENDF/B-6.0

скими спектрами нейтронов в топливе тяжеловодных реакторов, реакторов на обычной воде под давлением, и реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем²⁴. Доли нейтронного потока с энергиями выше 6 МэВ сокращаются по сравнению со спектром деления примерно в 0,15; 0,3 и 0,15 раза. Поток нейтронов высоких энергий в активной зоне вне топливных элементов еще ниже. На рис. 9б показаны спектры нейтронов в каналах тяжеловодного реактора, заполненных сборками ториевых мишеней внутри и на периферии активной зоны по сравнению со спектром нейтронов в топливном канале. В обоих случаях поток нейтронов высоких энергий уменьшается примерно в 100 раз. На рис. 9в показан спектр нейтронов в радиальной ториевой обшивке реактора-размножителя на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем.

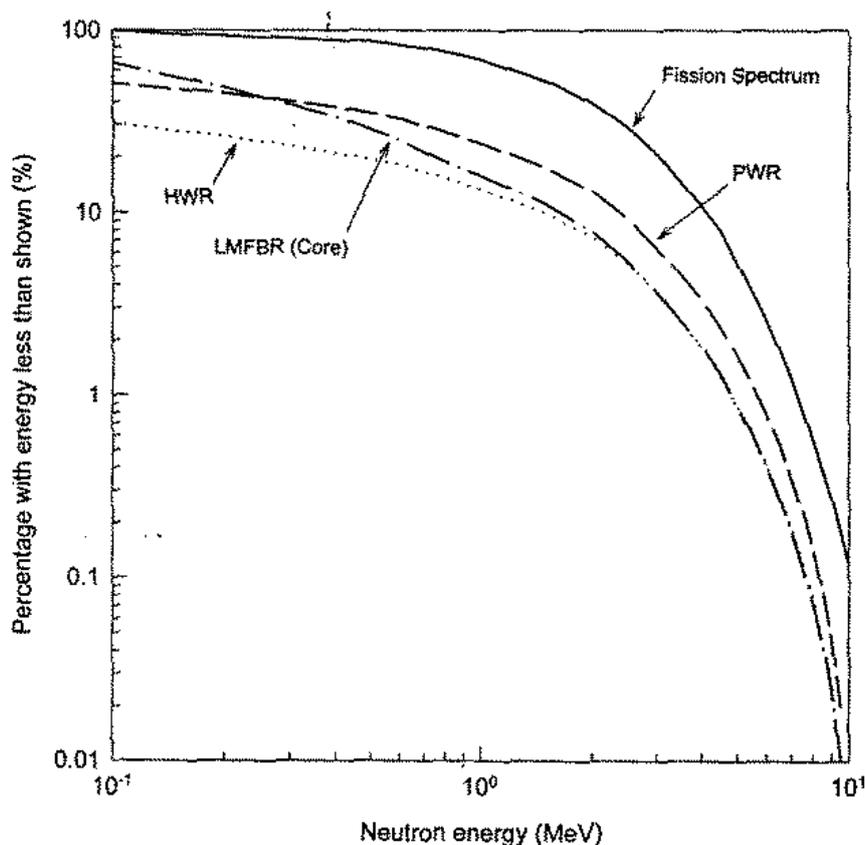


Рисунок 9а. Энергетический спектр нейтронов деления в сравнении с энергетическими спектрами нейтронов в топливе тяжеловодных реакторов, реакторов на обычной воде под давлением, и реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем.

²⁴ Примерами средних уровней нейтронных потоков в различных реакторах (в единицах 10^{14} см⁻²сек⁻¹) являются CANDU: 2,35; PWR: 3,25 и активная зона LMFBR (Th, U)O₂: 40,1 и ее ториевая обшивка ThO₂: 5,1. (A.G. Groff and M.A. Bjerke, "Once-Through CANDU Reactor Models for the ORYGEN2 Computer Code (Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-7177, November 1980); A.G. Groff et al, "Revised Uranium-Plutonium Cycle PWR and BWR Models for the ORYGEN Computer Code", (Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-6051, September 1978); and A.G. Groff et al, "LMFBR Models for the ORYGEN Computer Code", (Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-7176, October 1981).

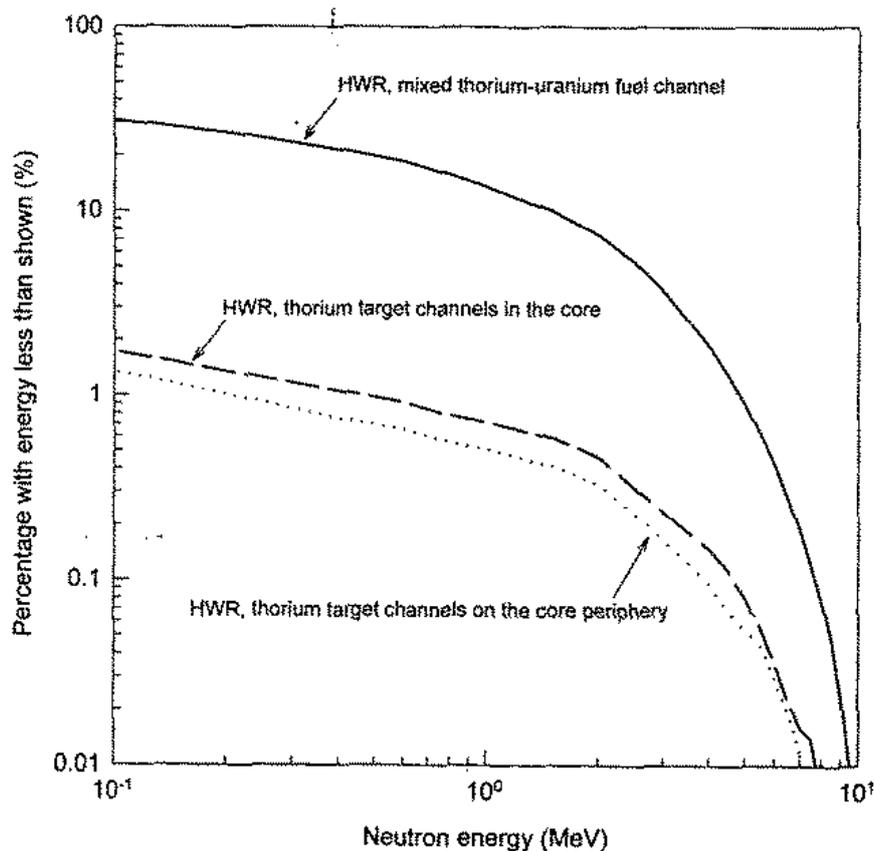


Рисунок 96. Энергетический спектр нейтронов в топливе тяжеловодного реактора по сравнению со спектрами в каналах с топливом из смеси урана и тория (верхняя сплошная кривая) и спектрами в каналах с ториевыми мишенями в активной зоне (средняя штриховая кривая) и на ее периферии (нижняя пунктирная кривая).

На рис. 10 показано отношение U-232/U-233 в зависимости от отношения U-233/Th-232 для производства U-233 в топливе из смеси тория с природным ураном и в отдельных каналах ториевых мишеней в тяжеловодном реакторе, в смеси 19,5% обогащенного урана и тория в однородной активной зоне легководного реактора под давлением, и в ториевой обшивке реактора-размножителя на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем²⁵.

Можно видеть, что, вообще говоря, загрязнение U-233 изотопом U-232 возрастает с увеличением степени выгорания, отражая тот факт, что для образования U-232 требуется два последовательных захвата нейтронов. Можно увидеть также, что уровни загрязнения при сравнимых отношениях концентраций U-233/Th-232 выше для реакторов с обычной водой под давлением, чем у равномерно загруженных тяжеловодных реакторов, и ниже, чем у тяжеловодных реакторов, у которых торий помещен в отдельные каналы для мишеней, и у ториевых обшивок реакторов-размножителей на быстрых нейтронах. В первом приближении эти различия можно объяснить разным количеством нейтронов высоких энергий, как это

²⁵ Концентрации U-232 и U-233 соответственно включают концентрации предшественника U-232, Ra-232 (период полураспада 1,3 дня), и предшественника U-233, Ra-233 (период полураспада 27 дней). Добавление 1 части Th-230 на миллион к чистому Th-232 увеличивает отношение U-232 к U-233 по отношению к чистому Th-232 на 0,04%, 3,5%, 3,3% и 0,00% соответственно для тория, добавленного в топливо для тяжеловодных реакторов из природного урана, ториевой мишени в активной зоне тяжеловодных реакторов, тория, добавленного в топливо для легководных реакторов из низкообогащенного урана, и тория в радиальной обшивке реакторов-размножителей на быстрых нейтронах. В случае ториевых мишеней и элементов обшивки мы предполагали, что длительность их нахождения в реакторе равна длительности нахождения топлива.

видно из табл. 3.

Таблица 3. Доля нейтронного потока (в процентах) в различных энергетических интервалах в спектре деления и в тяжеловодных реакторах, реакторах на обычной воде под давлением, и реакторах-размножителях на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем (в каналах для топлива и мишеней).

Энергетический интервал	$E < 1$ эВ	$1 \text{ эВ} < E < 6 \text{ МэВ}$	$E > 6 \text{ МэВ}$
Спектр деления		97,4	2,6
Тяжеловодный реактор Смешанное топливо (7% ThO ₂)	41,0	58,0	0,4
Каналы мишени	81,5	18,5	0,02
Легководный реактор	8,4	90,8	0,8
Реактор-размножитель Активная зона (ThO ₂ , UO ₂)		99,6	0,4
Радиальная обшивка (ThO ₂)		99,9	0,1

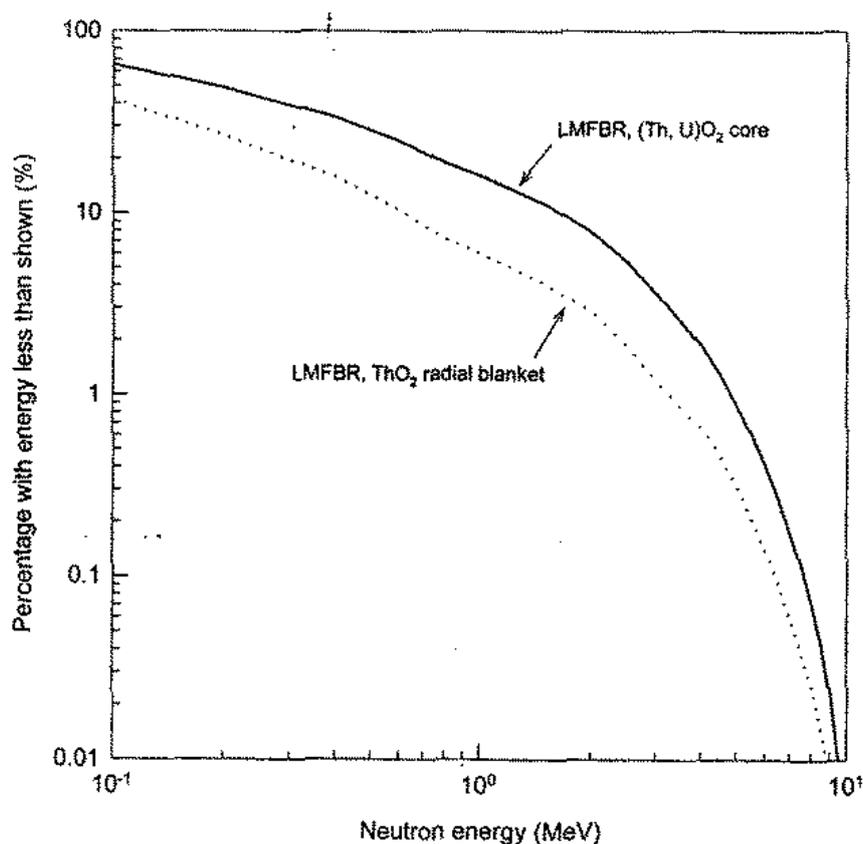


Рисунок 9в. Энергетические спектры нейтронов в радиальной ториевой обшивке (нижняя кривая) реактора-размножителя на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем и в активной зоне (верхняя кривая).

"Чистый" U-233 с низким содержанием U-232 (менее 1 части на миллион) можно производить в тяжеловодных реакторах с долей ториевых мишеней до 0,2% по массе (см. рис. 10). Соответствующая массовая доля плутония оружейного качества (менее 6% Pu-240), производимого в природном уране, составляет 0,12% (см. рис. 11а и 2). Тем не менее, в реакторе с топливом из природного урана скорость образования ограничивается примерно одной четвертью того, что реализуемо для плутония оружейного качества (см. рис. 2 и 3). Плутоний, содержащий менее 6% Pu-240, рассматривается как плутоний оружейного качества, хотя плутоний с большим содержанием Pu-240 пригоден для производства оружия.

Для легководных реакторов с разумной частотой перегрузки мишеней (на порядок величины большей частоты для максимального выгорания основного топлива) концентрация U-232 превысит 100 частей на миллион. При таких уровнях загрязнения могут потребоваться дистанционные операции для крупномасштабного производства топлива или оружия без появления значительного профессионального облучения. Однако, группа с высокой степенью мотивации сможет изготовить из этого материала несколько единиц ядерного оружия без установок для дистанционного производства.

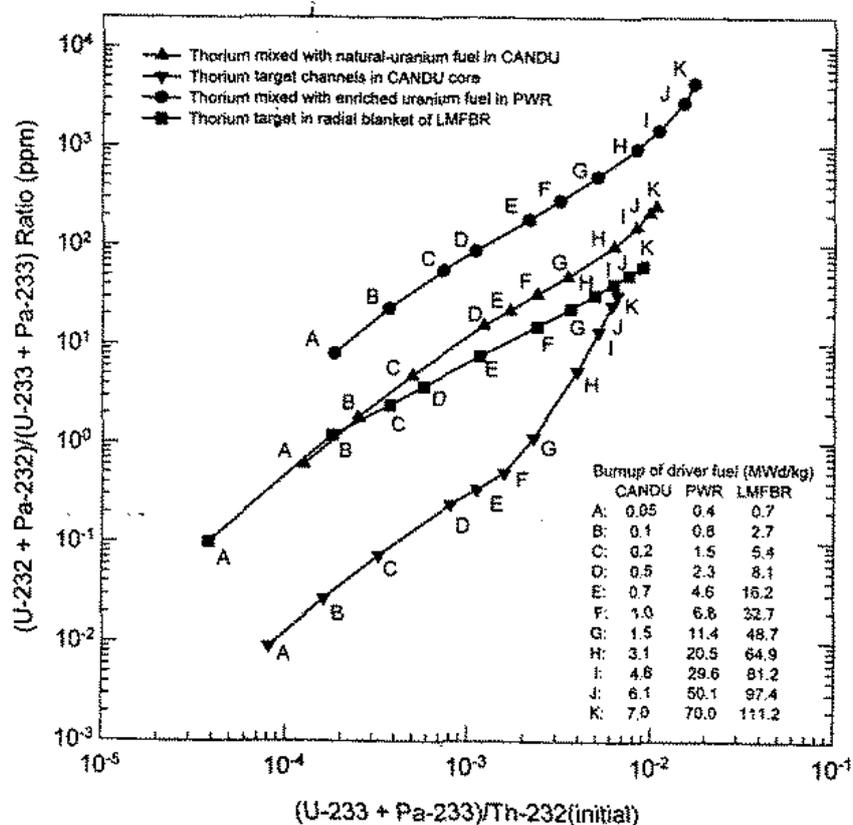


Рисунок 10. Отношение U-232/U-233 в зависимости от отношения U-233/Th-232 в тяжеловодных реакторах (треугольники вершиной вверх - для топлива из тория и природного урана, вершиной вниз - для ториевых мишеней), реакторах на обычной воде под давлением (кружки), и реакторах-размножителях на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем (квадраты).

Уровень загрязнения U-232 в U-233 может достичь примерно 2000 частей на миллион в активных зонах реакторов-размножителей на быстрых нейтронах при равновесной загрузке²⁶. Уровень загрязнения U-233, произведенного в легководных реакторах с топливом из смеси обогащенного урана и тория может быть еще выше, но даже при нескольких тысячах частей на миллион мощность дозы облучения от сферы из U-233 массой 5 кг все еще будет на порядок величины ниже той, которая требуется для достижения критерия МАГАТЭ по самозащите в 100 бэр в час на расстоянии в 1 метр (см. табл. 2).

Для "свежего" U-233, т.е. для U-233, очищенного от продукта распада U-232 Th-228, мощность дозы облучения будет соответственно меньше. Более того, после того, как детали оружия из U-233 будут изготовлены, может оказаться практичным для понижения уровня облучения расположенного рядом персонала на порядок величины использовать переносной свинцовый экран, если конструкция боеголовки такова, что такая деталь может быть вставлена в нее незадолго до ее применения. Такие конструкции были стандартными для

²⁶ Groff et al, "LMFBR Models for the ORYGEN Computer Code".

первых образцов американского ядерного оружия по соображениям безопасности²⁷.

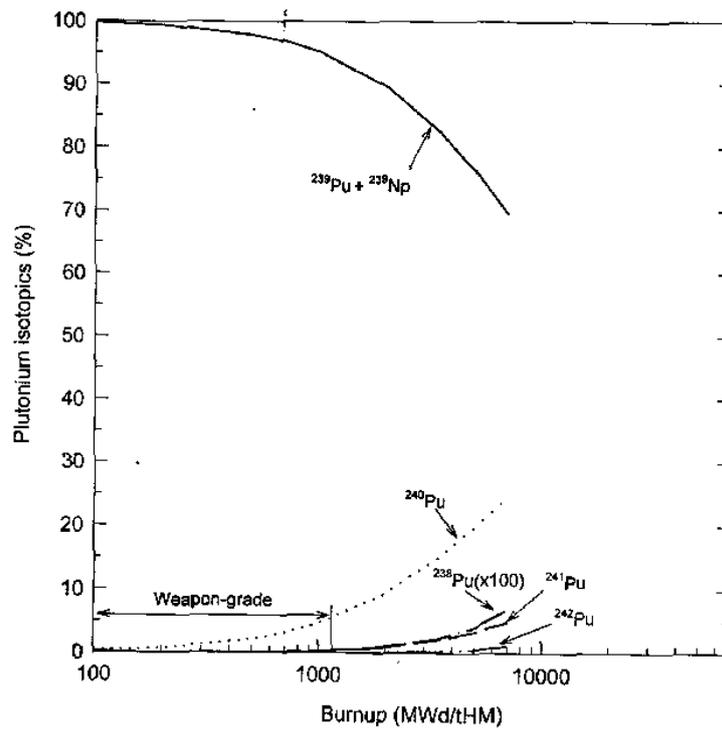


Рисунок 11а. Изотопный состав плутония в зависимости от степени выгорания в тяжеловодном реакторе с топливом из природного урана

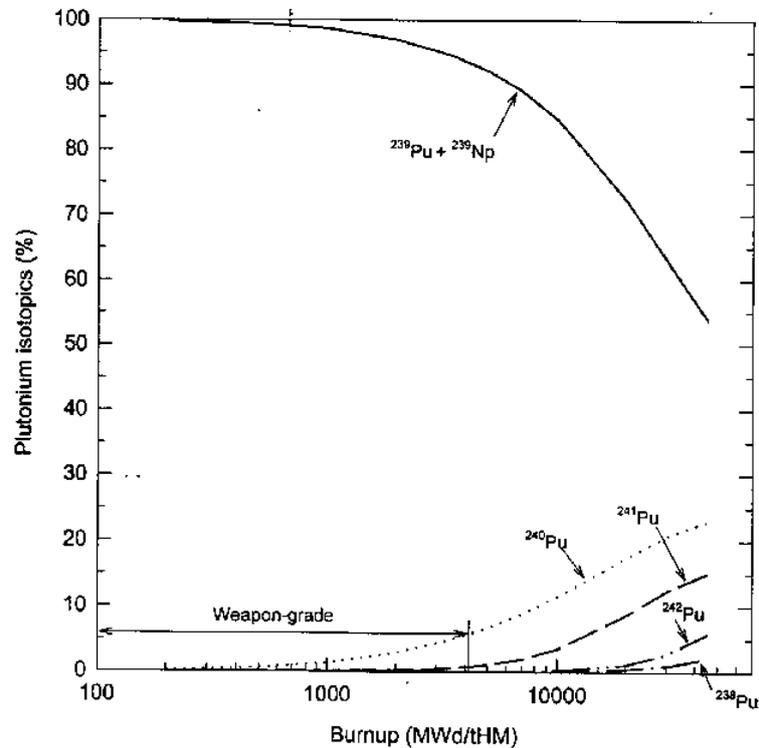


Рисунок 11б. Изотопный состав плутония в зависимости от степени выгорания в легководном реакторе под давлением с топливом из низкообогащенного до 4,5% урана.

²⁷ R.E. Kidder, "Report to Congress: Assessment of the Safety of U.S. Nuclear Weapons and Related Nuclear Test Requirements", Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL--LR-107454, 1991): 6.

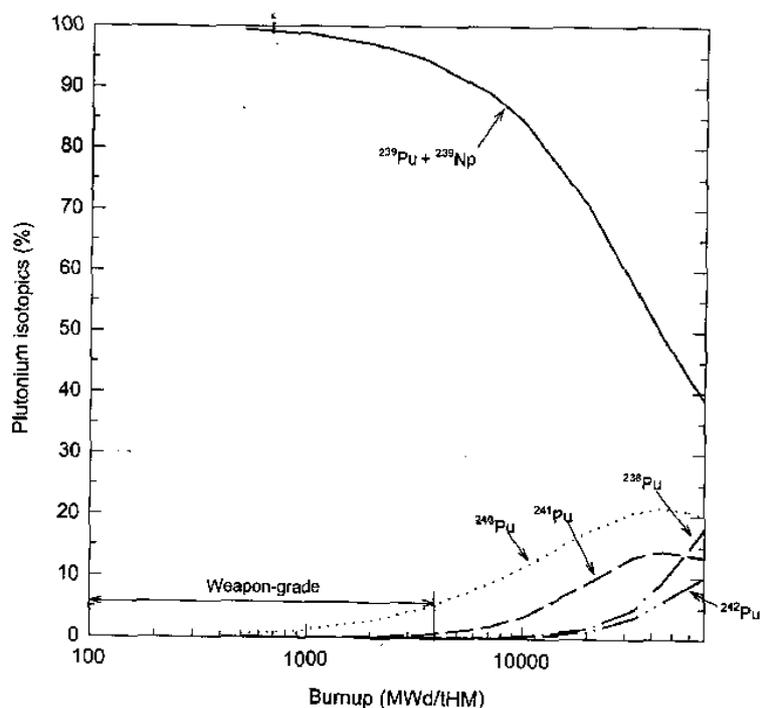


Рисунок 11в. Изотопный состав плутония в зависимости от степени выгорания в легководном реакторе под давлением с топливом из урана, обогащенного до 19,5%, и тория в соотношении 1 : 3

ВЫВОДЫ

С одной стороны, гамма-излучение от U-232 делает U-233 из топливного цикла U-233-торий с высокой степенью выгорания более радиационно опасным по сравнению с плутонием. С другой стороны, благодаря малой интенсивности нейтронов от спонтанного деления, U-233, в отличие от плутония, может быть использован в простых конструкциях ядерного оружия деления "пушечного типа" без значительной опасности уменьшения мощности из-за преждевременного инициирования цепной реакции деления.

Необходимость дистанционного обращения с U-233, сильно загрязненным U-232, в замкнутом топливном цикле представляет сильный аргумент в пользу объединения переработки и изготовления топлива. Такое объединение предусматривалось в для плутониевых реакторов-размножителей в предложении по совмещенному реактору на быстрых нейтронах²⁸. В случае реактора-размножителя на U-233 с расплавом солей предполагалось проводить непрерывную химическую переработку потока жидкого топлива. Такая система дает также возможность полностью обойти проблему загрязнения U-232, поскольку Pa-233 с периодом полураспада в 27 дней может быть отделен до того, как он распадется в U-233²⁹.

В любом случае, ни один топливный цикл, включающий разделение и переработку U-233, не может достичь устойчивости к распространению для не переработанного отработанного топлива, у которого мощность дозы облучения составляет тысячи бэр в час на расстоянии одного метра на протяжении десятков лет после выгрузки³⁰.

²⁸ См., например, "The Design Rationale of the IFR", D.C. Wade and R.N. Hill, Progress in Nuclear Energy, 31, 13 (1997).

²⁹ Разработчики реактора-размножителя на расплаве солей планировали сделать это, чтобы не потерять Pa-233 в нейтронном захвате до того, как он распадется в расщепляющийся изотоп U-233.

³⁰ Через 50 лет мощность дозы облучения будет равна примерно 1000 бэр/час на расстоянии в 1 м от средней точки сборки отработанного топлива от легководного реактора под давлением, и около 400 бэр/час на расстоянии в 1 м от ее конца (оценки мощности дозы об-

Приложение А

Расчет производства U-233, U-232 и плутония при помощи ORIGEN2 и MCNP

Ок-Риджская программа производства изотопов и выгорания (ORIGEN 2.1) использовалась для расчета накопления и выгорания изотопов в реакторном топливе и материалах мишеней. Программа ORIGEN2 представляет собой программу выгорания с использованием матричного экспоненциального метода для расчета образования, трансмутации и распада изотопов. Она является одnogрупповой программой, т.е. она применяется вместе с ядерными сечениями, заранее свернутыми с энергетическими спектрами нейтронов в различных реакциях. Исходная смесь изотопов экспонируется в заданном нейтронном потоке, и накопление и выгорание различных изотопов рассчитывается по шагам полного потока, соответствующим временным интервалам в 60 суток. Многие из графиков, приведенных в этой статье, были получены в виде корреляций изотопных отношений, рассчитанных таким способом.

При расчете скорости образования актинидов в топливе из природного урана для тяжеловодных реакторов и топливе с низкообогащенным ураном для водяных реакторов под давлением соответственно использовались файлы CANDUNAU.LIB и PWRU50.LIB из библиотеки сечений ORIGEN2. Однако, для расчета скорости производства актинидов в содержащих торий топливе и мишенях в тяжеловодных реакторах, легководных реакторах под давлением и реакторах-размножителях на быстрых нейтронах, мы соответственно модифицировали библиотеки сечений CANDUNAU.LIB, PWRD5D35.LIB, и AMO0TTTR.LIB, используя наборы точных значений нейтронных потоков и одnogрупповые сечения при помощи программы MCNP. Программа MCNP является программой Монте-Карло, которая позволяет рассчитывать перенос и взаимодействие нейтронов, фотонов и электронов в трехмерной системе.

После этого программа ORIGEN2 использовалась для расчета образования и выгорания изотопов в топливе. Далее выходной состав из программы ORIGEN2 использовался для нового ввода в MCNP и рассчитывался новый набор потоков и сечений. Полный цикл повторялся для каждого временного шага.

Приложение Б

Расчет одnogрупповых сечений трансмутации при помощи MCNP

MCNP. Энергетические спектры нейтронов в различных областях активной зоны рассчитывались при помощи упрощенных моделей активной зоны программой MCNP. В этой программе цикл расчета инициируется вводом начального числа нейтронов с энергетическим спектром деления в реакторное топливо. Затем программа следует по траектории каждого нейтрона, выбирая по случайному распределению по шагам вдоль траектории одно из всех возможных взаимодействий (включая отсутствие оно), которые может испытывать нейтрон.

Каждый нейтрон отслеживается до тех пор, пока не будет потерян в результате поглощения или утечки. Затем вероятностным образом генерируется новый набор нейтронов в источниках, определяемых реакциями (деления или $(n, 2n)$), связанных с поглощениями первого набора. После этого расчеты отслеживают нейтроны поколение за поколением. После некоторого числа поколений пространственное и энергетическое распределение нейтронов становится независимым от начального распределения. Затем рассчитываются выходные результаты как средние от последовательных поколений. Мы заканчивали расчеты, когда стандартное отклонение статистических флуктуаций рассчитываемых средних значений уменьшалось менее, чем до 5 процентов.

Коэффициент размножения нейтронов в сборке (k_{eff}) рассчитывался из среднего числа нейтронов, образовавшихся от одного поглощенного нейтрона. Образование конкретных изотопов на поглощенный нейтрон, скажем, в Th-232, рассчитывалась усреднением отношения количества образовавшихся атомов этого изотопа, деленного на количество нейтронов, поглощенных в Th-232. Энергетические спектры нейтронов рассчитывались сложением полных длин пробега нейтронов в конкретном энергетическом интервале, и делением на полную длину пробега нейтронов. Сечения нейтронов рассчитывались из числа реакций данного типа в единице объема (R_i) в однородной области, деленного на концентрацию ядер мишени (N_i) и на полную длину пробега нейтронов L_n на единицу объема в этой области:

$$\sigma_i = R_i / (N_i L_n)$$

Модели активной зоны тяжеловодных реакторов. В активных зонах тяжеловодных реакторов CANDU топливо размещается в "трубках под давлением", в которых циркулирует тяжеловодный охладитель высокой температуры и давления. В тяжеловодном реакторе CANDU с электрической мощностью 600 МВт имеется 380 топливных каналов³¹. Трубка под давлением окружена изолирующим газонаполненным зазором и трубкой-каландром. Трубки-каландры погружены в большой бак (каландр) с охлаждаемым тяжеловодным замедлителем под низким давлением. В каждом канале находится 12 связок топливных элементов длиной в 50 см³². В каждой топливной связке содержится 37 топливных стержней с диаметром приблизительно 1,2 см. В табл. Б-1 приводятся размеры трубки и топливных элементов, материалы и плотности материалов.

В расчетах MCNP, результаты которых были представлены здесь, связка топлива и тяжелая вода под давлением трактуются как однородная смесь внутри трубки, а материалы трубок под давлением и трубок-каландров перемешиваются с расположенной снаружи тяжелой водой замедлителя. Сечение каландра разбивается на квадратные ячейки, в каждой из которых находится по одной трубке каландра.

Во всех расчетах тяжеловодных реакторов количество добавляемого тория ограничивается условием того, что $k_{\text{eff}} = 1,01$ в активной зоне при степени выгорания в 1000 мегаватт-дней на тонну урана. Это одна седьмая от типичного выгорания в тяжеловодных реакторах, загруженных природным ураном, но типично для выгорания при производстве плутония оружейного качества из топлива из природного урана³³.

Расчеты однородной активной зоны проводились в приближении одиночной ячейки. Влияние окружающей активной зоны моделировалось наложением условия отражения нейтронов на границе (т.е. каждый нейтрон, покидающий ячейку, замещается нейтроном с той же самой энергией, входящим в той же самой точке из соседней ячейки с обратной по знаку компонентой скорости, перпендикулярной к стенке ячейки). Это предположение разумно, когда радиус активной зоны велик по сравнению с диаметром ячейки.

Для неоднородных активных зон использовались модели частичных зон, включающих несколько ячеек. В случаях, когда топливо и сборки ториевых мишеней находятся в отдельных трубках под давлением, мы проводили расчеты в суперячейке 3 x 3 с ториевой ячейкой в центре. Присутствие каналов, окружающих суперячейку, снова моделировалось превращением границ суперячейки в зеркально отражающие.

В случае расположения ториевых каналов на периферии реактора использовалась суперячейка из 95 ячеек. Здесь границы, прилегающие к другим частям активной зоны, были сделаны отражающими. Границы, расположенные вне реактора, включая концы ячеек, были сделаны поглощающими, что моделировало утечку нейтронов из активной зоны.

³¹ "A Study on the Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU Reactors: Fuel Management and Safety Analysis", Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI/RR-1345/93, 1994).

³² K.M. Wasywich, "Characteristics of Used CANDU Fuel Relevant to the Canadian Fuel Waste Management Program", AECL-10463, COG-91-340, May 1993.

³³ Поскольку реактор CANDU может перезагружаться во время работы, среднее выгорание в 1000 мегаватт-дней на тонну урана должно соответствовать выгоранию при выгрузке в 2000 мегаватт-дней на тонну урана.

Таблица Б-1. Размеры, материалы и плотности трубок и ячеек тяжеловодного реактора (CANDU 600)³⁴

Количество стержней в связке	37
Обогащение урана	0,711% (природный)
Диаметр топливной таблетки	1,217 см
Толщина оболочки	0,041 см
Материал оболочки и трубки	Циркаллоу-4
Внутренний диаметр трубки под давлением	10,363 см
Толщина трубки под давлением	0,419 см
Внутренний диаметр трубки-каландра	12,878 см
Толщина трубки-каландра	0,166 см
Расстояние между трубками (квадратная решетка)	28,575 см
Длина топливных каналов	600 см
Плотность UO_2	10,36 г/см ³
Плотность ThO_2	9,46 г/см ³
Плотность циркаллоу	6,50 г/см ³
Плотность охладителя (D_2O , 561 °K)	0,81 г/см ³
Плотность замедлителя (D_2O , 346 °K)	1,11 г/см ³

Таблица Б-2. Размеры, материалы и плотности стержней и ячеек легководного реактора под давлением³⁵

Диаметр топливной таблетки	1,217 см
Активная длина топлива	365,8 см
Обогащение урана	4,5%
Толщина оболочки	0,057 см
Материал оболочки	Циркаллоу-4
Размеры ячейки	1,26 x 1,26 см
Плотность UO_2	10,36 г/см ³
Плотность ThO_2	9,46 г/см ³
Плотность циркаллоу	6,50 г/см ³
Плотность охладителя (H_2O , 605 °K)	0,64 г/см ³

Модели активных зон водяных реакторов под давлением и реакторов-размножителей на быстрых нейтронах

Поскольку в легководных реакторах под давлением и в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах топливные стержни располагаются плотно и без больших промежутков, то вычисления для однородной зоны делались для ячейки, включающей топливный стержень с его долей легководного (или натриевого) охладителя/замедлителя с отражающей поверхностью. Параметры стержня и ячейки показаны в табл. Б-2 (Б-3).

Таблица Б-3. Размеры, материалы и плотности активной зоны реактора-размножителя на

³⁴ C.E. Till and Y.I. Chang, "CANDU Physics and Fuel Cycle Analysis", (Argonne National Laboratory, RSS-TM-2, May 1977); C.A. Bollmann et al., "Environmental and Economic Performance of Direct Use of PWR Spent Fuel in CANDU Reactors", (Department of Nuclear Engineering, MIT, MIT-NFC-TR-014, June 1998).

³⁵ J.W. Roddy et al., "Physical and Decay Characteristics of Commercial LWR Spent Fuel", (Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-9591/V1, October 1995); J. Stephen Herring and Philip E. MacDonald, "Characteristics of Mixed Thorium-Uranium Dioxide High Burnup Fuel" (Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, INEEL/CON-99-00141, preprint, Nov. 13, 1998).

быстрых нейтронах с электрической мощностью 1 ГВт³⁶

Радиусы	
Активная зона	162,2 см
Внешний радиус радиальной обшивки	202,5 см
Внутренний радиус защиты	254,5 см
Высоты	
Активная зона	50 см
Осевая обшивка	36 см
Отношение объемов	
Топливо/Конструкция/Охладитель	
Активная зона	40,5/22,4/37,1
Радиальная обшивка	50,5/18,4/37,1
Материалы	
Топливо	(U,Th)O ₂
Радиальная и аксиальная обшивки	ThO ₂
Изотопное отношение тяжелых металлов в активной зоне	
Th-232/U-232/U-233/U-234/U-235	79,31/0,04/17,2/2,98/0,45
Плотность (U,Th)O ₂	9,64 г/см ³
Плотность ThO ₂	9,45 г/см ³
Плотность нержавеющей стали (SS-304)	9,7 г/см ³
Плотность охладителя (Na, 823 °K)	0,84 г/см ³

Приложение В

Расчет мощности дозы облучения при помощи ORIGEN2 и MCNP

Мы рассчитали мощности дозы облучения от металлических сфер из урана и плутония различного изотопного состава массой 5 кг (см. табл. В-1). При заданной начальной смеси радиоизотопов ORIGEN2 рассчитывает в зависимости от времени распада интенсивность источника излучения нейтронов спонтанного деления и гамма-квантов, которые сгруппированы в 18 энергетических интервалов.

Данные по источникам излучения использовались как ввод в программу MCNP, которая производила расчет переноса излучения и выдавала интенсивности и энергетические спектры гамма-лучей и нейтронов, покидающих сферу. Самоэкранирование человеческого тела моделировалось слоем воды вокруг сферы толщиной 10 см. Мощность дозы облучения в точке на расстоянии 0,5 м от поверхности сферы рассчитывалась при помощи коэффициентов преобразования потоков в дозу ANSI/ANS³⁷. Статистика накапливалась до тех пор, пока стандартное отклонение неопределенности не становилось меньше 5 процентов. На рис. 5а и в табл. В-2 показано возрастание мощности дозы облучения в зависимости от времени.

³⁶ H. Matsumoto et al., "Improvement of the Prediction Accuracy of LMFBR Burnup Properties", Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR'91, October 28 - November 1, Kyoto, Japan; A.G. Groff et al, "LMFBR Models for the ORYGEN Computer Code", (Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-7176, October 1981).

³⁷ "American National Standard for Neutron and Gamma-Rays Fluence-to-Dose Factors" (American Nuclear Society, ANSI/ANS-6.1.1, 1991).

Таблица В-1. Состав сферических источников излучения из U и Pu массой 5 кг.

	Чистый U-233	U-233 с 1 ppm U-232	Плутоний ³⁸³⁸	
			Оружейный	Реакторный
Плотность (г/см ³)	19,05	19,05	19,86	19,86
Радиус сферы, см	3,97	3,97	3,92	3,92
Изотопы, %				
U-232	0,0	0,0001		
U-233	100,0	99,9999		
Pu-238			0,01	1,3
Pu-239			93,80	60,3
Pu-240			5,80	24,3
Pu-241			0,35	9,1
Pu-242			0,02	5,0

Таблица В-2. Мощность дозы облучения на расстоянии 0,5 м от поверхности сферы из U и Pu массой 5 кг (в мбэр/час; время в годах)

Материал	Излучение	0	1	5	10	15
U-233	Гамма	0,32	0,42	0,84	1,35	1,89
U-233 + 1 ppm U-232	Гамма (от TI-208)	0,32 (0,00)	13,08 (11,12)	35,10 (29,96)	39,57 (33,48)	39,17 (32,64)
Оружейный Pu	Гамма	0,49	0,71	1,16	1,57	1,84
	Нейтроны	0,56	0,56	0,56	0,56	0,56
	Всего	1,05	1,27	1,71	2,13	2,40
Реакторный Pu	Гамма (от Am-241)	0,49 (0,00)	5,54 (3,24)	16,72 (14,60)	28,64 (26,00)	37,54 (34,80)
	Нейтроны	2,66	2,66	2,65	2,64	2,63
	Всего	3,16	8,20	19,37	31,28	40,17

³⁸ Изотопный состав плутония оружейного и реакторного качества до того, как начнется распад Pu-241 в Am-241 с периодом полураспада 14 лет, "Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium: Reactor-Based Options" (Academy Press, Washington, D.C., 1995), Table 2.2.