

ПОТЕНЦИАЛЬНОЕ ПРОИЗВОДСТВО ПЛУТОНИЯ ОРУЖЕЙНОГО КАЧЕСТВА НА ИНДИЙСКОМ ПРОТОТИПЕ РЕАКТОРА-РАЗМНОЖИТЕЛЯ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Александр Глезер и М.В. Рамана

Индия строит прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах мощностью 500 МВт (эл.), который планируется ввести в эксплуатацию в 2010 году. Индия отказалась принять международные гарантии для этой установки, что приводит к опасениям, что плутоний, образующийся в урановой защите, может быть использован для изготовления ядерного оружия. Основываясь на нейтронных расчетах для подробной трехмерной модели, мы оценили, что на этой установке каждый год можно будет изготавливать по 140 кг плутония оружейного качества. Мы показали, что умеренные количества из больших индийских запасов выделенного из отработанного топлива плутония реакторного качества могут служить в качестве подпитывающего топлива для того, чтобы позволить такое отвлечение плутония оружейного качества из защиты реактора-размножителя на быстрых нейтронах. Мы описали и оценили наиболее правдоподобные стратегии для перезагрузки для производства плутония оружейного качества таким способом.

Александр Глезер работает по программе по науке и всеобщей безопасности, Принстонский университет, Принстон, США.

М.В. Рамана работает в центре междисциплинарных исследований окружающей среды и развития, Бангалор, Индия.

Статья получена редакцией 2 марта 2007 года, принята к публикации 8 мая 2007 года.

Мы хотели бы поблагодарить Зиа Миана, Р. Раджарамана, и Фрэнка фон Хиппеля за ценные обсуждения и предложение комментариев по ранним вариантам рукописи статьи. Мы благодарим рецензентов за их предложения.

Почтовый адрес для корреспонденций: Alexander Glaser, 221 Nassau Street, FL2, Princeton, NJ, 08542. Адрес электронной почты: aglaser@princeton.edu.

ОГОВОРКА

Эта работа была проведена в соответствии с лицензией одиночного пользователя программного обеспечения MCNP/MCNPX и соответствующими правилами Министерства торговли США.

БАЗОВЫЕ СВЕДЕНИЯ

18 июля 2005 г. Президент Джордж Буш и индийский премьер-министр Манмохан Сингх сделали совместное заявление, закладывающее основы для восстановления в полном объеме американской и международной помощи Индии в ядерной области. По этому соглашению, Соединенные Штаты дополняют свои собственные законы и политику по передаче ядерной технологии и будут добиваться изменений в международном контроле на поставкой ядерного топлива и технологии таким образом, чтобы позволить «полное сотрудничество и торговлю с Индией в области гражданской ядерной энергии». В обмен на это, индийское правительство идентифицирует перечень гражданских ядерных установок. Они будут отделены от комплекса ядерного оружия и предложены для гарантий МАГАТЭ. Одним из спорных вопросов в этом соглашении и в связанном с ним разделении военных и гражданских ядерных установок является статус программы реакторов-размножителей на быстрых нейтронах.

Министерство атомной энергии Индии (МАЭ) объявило, что установки и площадки, относящиеся к программе реакторов-размножителей, не будут поставлены под гарантии.¹ Они включают всю площадку Калпаккам около Мадраса, где располагаются существующий реактор-размножитель на быстрых нейтронах (FBTR) мощностью 40 МВт (тепл.) и строящийся прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах (PFBR) мощностью 500 МВт (эл.).

Площадка включает также завод по переработке и два действующих реактора на тяжелой воде. Планируется строительство второго перерабатывающего завода на площадке. Существующие запасы выделенного плутония или отработанного топлива из некоторых реакторов на тяжелой воде также останутся за пределами гарантий.

Для того, чтобы объяснить эту позицию, руководитель МАЭ в интервью ведущей индийской газете сказал: «Как с точки зрения поддержания долгосрочной энергетической безопасности, так и для поддержания минимального надежного сдерживания, программа реакторов-размножителей на быстрых нейтронах не может быть включена в гражданский перечень». Все это позволяет предположить, что руководство ядерным комплексом Индии предусматривает использование плутония, производимого в реакторе-размножителе, для изготовления оружия.

Наша работа является попыткой понять, какой вклад реактор PFBR может внести в запасы плутония оружейного качества. Текущая оценка запасов составляет примерно 500 кг, что достаточно примерно для 100 боеприпасов, с производством, продолжающимся на уровне около 30 кг/год.² Как мы увидим, реактор PFBR способен производить около 140 кг плутония оружейного качества в год. Таким образом, он позволит увеличить годовое производство плутония оружейного качества в Индии примерно в пять раз.

Мы начнем с краткого обзора индийской программы реакторов-размножителей на быстрых нейтронах, за которым последует обсуждение конструкции реактора PFBR и простая оценка производства плутония в этом реакторе. Основной частью статьи является компьютерное моделирование с использованием подробной модели. Представлены методология наших расчетов и подробное описание модели. Затем мы обсудим основные результаты наших расчетов и, в частности, условия равновесия в активной зоне и связанные с ними годовые потоки топлива. Мы отождествим специальные варианты для производства плутония оружейного качества, оценим количества, которые могут быть произведены с такими стратегиями, и также покажем, как растущие запасы не находящегося под гарантиями плутония оружейного качества могут оказаться достаточными для использования в качестве подпитывающего топлива для того, чтобы позволить такое отвлечение.

ОБЗОР ИНДИЙСКОЙ ПРОГРАММЫ РЕАКТОРОВ-РАЗМНОЖИТЕЛЕЙ

Первоначально реакторы-размножители рассматривались индийским ядерным сообществом как часть трехэтапной ядерной программы, предложенной в 1950-х годах в качестве способа расширения ядерной энергетики с использованием внутренних ресурсов урановой руды, которые были ограниченными и низкокачественными.³ Первый этап этой стратегии включал использование уранового топлива в тяжеловодных реакторах с последующей переработкой облученного отработанного топлива для извлечения плутония. На втором этапе накопленный плутоний в свою очередь должен был использоваться как топливо в активных зонах реакторов-размножителей на быстрых нейтронах. Эти активные зоны должны были быть окружены бланкетами либо из урана (обедненного), либо из тория для производства дополнительного плутония или урана-233, соответственно. Таким образом, чтобы обеспечить адекватное количество плутония для топлива этих реакторов-размножителей второго этапа, следовало ввести в строй большой парк реакторов-размножителей с урановыми бланкетами до того, как будут введены ториевые бланкеты. Третий этап включает реакторы-размножители, использующие в своих активных зонах уран -233 и торий в своих бланкетах.⁴

МАЭ начало работу над реактором PFBR более двадцати лет назад. После нескольких задержек, строительство реактора началось в октябре 2004 г., и теперь ожидается, что установка будет введена в строй в 2010 г. Реактор PFBR будет первым из многих реакторов, которые предусматривает построить МАЭ.⁵

ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРОТОТИПА РЕАКТОРА-РАЗМНОЖИТЕЛЯ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Конструкция реактора PFBR развивалась в течение более, чем двадцати лет, и поэтому в литературе, опубликованной МАЭ или учеными и инженерами, работающими над проектом, можно найти различные кусочки информации, нередко противоречащие друг другу.⁶

Реактор PFBR будет иметь тепловую мощность 1 250 МВт (500 МВт (эл.)) и использовать топливо со смесью оксидов (MOX, PuO_2/UO_2) в активной зоне и обедненный UO_2 в областях радиального и аксиального бланкетов. Конструкция реактора включает однородную активную зону с двумя зонами обогащения.⁷ Внутренняя часть активной зоны состоит из 85 топливных сборок с долей плутония в UO_2 в 21%. Внешняя часть имеет 96 сборок с повышенным содержанием плутония в 28% для того, чтобы выровнять распределение мощности в активной зоне. Каждая топливная сборка активной зоны содержит 217 стержней с внешним диаметром 6.60 мм и длиной топливной части в 100 см. стержни имеют также аксиальные секции бланкета, располагающиеся над топливной частью и под ней (2×30 см). Радиальный бланкет реактора состоит из 120 сборок, которые окружают активную зону в два ряда. Каждая из сборок содержит 61 стержень с внешним диаметром 14.33 мм и длиной топливной части в 160 см. Все эти размеры сведены в табл. 4 и 5 в конце этой статьи.

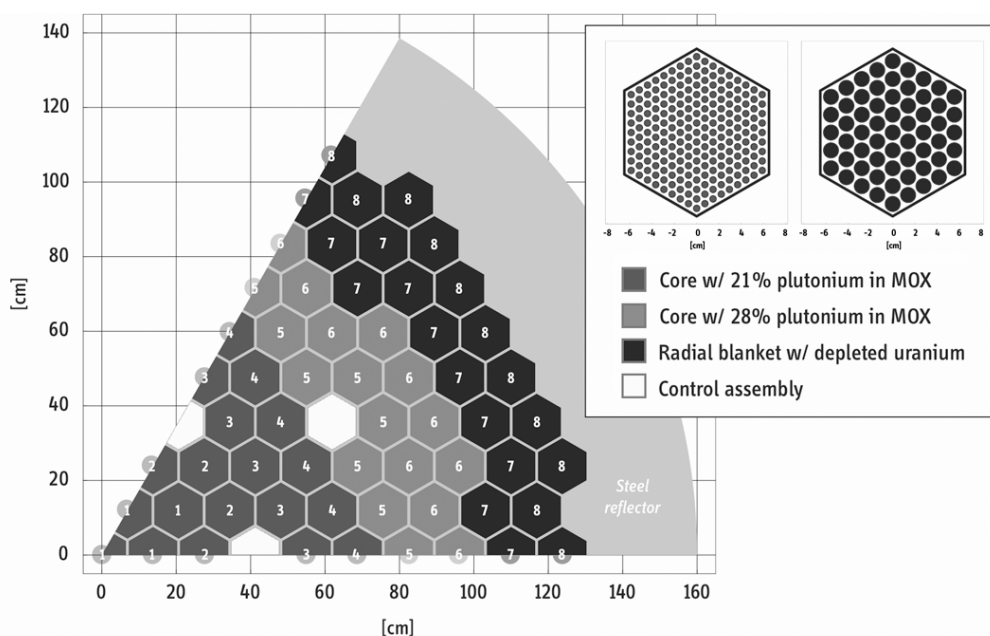


Рис.1. Вид активной зоны реактора PFBR в модели MCNP. Трехмерный шестидесятиградусный сегмент моделируется соответствующими отражающими поверхностями. Защита и положения хранения за пределами стального отражателя в MCNP не моделируются. Номера в топливных сборках (от 1 до 8) указывают на зоны выгорания (остальные зоны выгорания (от 9 до 14) находятся в аксиальном бланкете и они не показаны на этом рисунке). Конфигурация топливных стержней внутри сборок (217 и 61 стержень в активной зоне и радиальном бланкете соответственно) показана на вставке. Надписи на вставке (сверху вниз): 1 - активная зона с 21% плутония в топливе MOX; 2 - активная зона с 28% плутония в топливе MOX; 3 - радиальный бланкет с обедненным ураном; 4 - сборка управления.

Радиальный бланкет окружен толстым стальным отражателем нейтронов. За отражателем располагаются несколько слоев защиты и положений для хранения. Реактор оборудован двенадцатью стержнями управления и безопасности. На рис. 1 показана общая конфигурация реактора, как она моделировалась в MCNP, так же как и геометрия топливных сборок активной зоны и бланкета.

ПРИБЛИЗИТЕЛЬНАЯ АНАЛИТИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА

Для того, чтобы получить оценку первого порядка общего производства плутония в реакторе PFBR, мы проведем перед нашим детальным анализом простую оценку, основанную на нейтронном балансе в типичном реакторе-размножителе с однородной активной зоной.⁸ Основные исходные данные для этой оценки таковы.

Распределение мощности. В среднем в середине равновесного цикла около 90% общей мощности генерируется в активной зоне, а остальная часть генерируется в радиальном и аксиальном бланкетах.⁹

Потребление делящегося материала. Предполагая коэффициент использования равным 75% и высвобождение энергии в 200 МэВ на событие деления, можно оценить количество претерпевшего деление материала для генерации мощности 1 250 МВт в течение одного года.

$$(0,239 \text{ кг}/6,022 \cdot 10^{23}) \cdot (0,75(1250 \cdot 10^6) \text{Вт} \cdot (365 \cdot 24 \cdot 3600)) / 200 \cdot 10^6 \cdot 1,622 \cdot 10^{-19} \text{Дж} \approx 366 \text{ кг}$$

Не все деления в топливе происходят в делящихся материалах. Для заданного состава топлива и для типичного спектра быстрых нейтронов можно ожидать, что только около 80% процессов деления происходят в Pu-239, Pu-241, и U-235. Неделяющиеся изотопы U-238 и Pu-240 вносят остальной вклад.¹⁰ В то же время нейтронный захват в делящихся изотопах, преобразующий, например, Pu-239 в Pu-240, увеличивает общее потребление делящихся материалов в топливе. Типичное отношение захвата к делению составляет около 0.25, что существенно уравнивает первый эффект. В последующем мы будем предполагать, что потребление делящихся материалов равно 366 кг в год.

Коэффициент воспроизводства (общий и в активной зоне). Общий коэффициент воспроизводства реактора PFBR, как сообщалось, будет равен 1.05, и мы используем эту величину для оценок.¹¹ Опубликованные значения коэффициентов воспроизводства (иди преобразования) для реакторов с жидкометаллическим охладителем лежат в пределах 0.6-0.9.¹² Конструкция активной зоны реактора PFBR обладает пониженным коэффициентом преобразования в активной зоне, так что мы будем использовать иллюстративные значения между 0.6 и 0.7.

Результаты, полученные в этих предположениях, сведены в табл. 1. для рассматриваемых здесь коэффициентов воспроизводства в активной зоне, реактор PFBR может производить между примерно 120 кг и 150 кг плутония оружейного качества в аксиальном и радиальном бланкетах. Как мы увидим, представленные ниже результаты подробных вычислений предсказывают ежегодное производство плутония оружейного качества в верхней половине этого диапазона.

МЕТОДОЛОГИЯ

Основываясь на основных параметрах конструкции реактора и используя дополнительные эксплуатационные характеристики, такие, как предлагаемая частота и структура перезагрузки, были разработаны стратегия моделирования и подробная модель реактора. Они обсуждаются ниже, вместе с используемыми компьютерными программами.

Программы переноса нейтронов и модель реактора

На рис.2 показаны функциональное отношение индивидуальных программ, которые составляют вычислительную систему (M³O). Система была разработана и описана Глезером (2005) и она основана на основательно проверенных компьютерных программах.¹³

На самом фундаментальном уровне вычислительной структуры действительные вычисления переноса нейтронов производятся с помощью программы расчета переноса частиц по методу Монте-Карло MCNP и общей программы расчета обеднения в точке ORIGEN2.¹⁴ Связь между обеими программами устанавливается и координируется коммуникационной программой MCODE.¹⁵ Наиболее важно то, что программа MCODE регулярно обновляет базовый ввод программы MCNP модели реактора для того, чтобы обеспечить определение требуемого потока и распределения мощности и позволить вычисление усредненных по спектру однопиковых данных по поперечным сечениям для наиболее важных нуклидов.¹⁶ Эти данные затем передаются в программу ORIGEN2 для следующего шага выгорания.

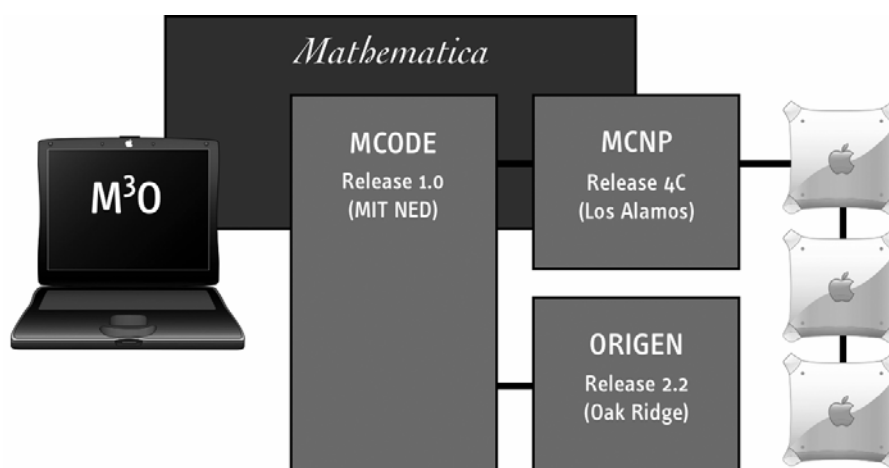


Рис. 2. Вычислительная система для расчета переноса нейтронов. В ней используются программы Mathematica, MCOE (версия 1.0, МТИ, факультет ядерной техники), MCNP (версия 4C, Лос-Аламос), и ORIGEN (версия 2.2, Ок-Ридж).

Табл. 1. Первая оценка суммарного производства делящегося материала в бланкетах реактора PFBR. Оценка основана на типичном распределении мощности между активной зоной и бланкетами, годовом потреблении делящихся материалов в реакторе, т коэффициента воспроизводства для реактора в целом (1,05), и для одной активной зоны, значения которого предполагались лежащими в интервале от 0,60 до 0,70. Дальнейшие подробности смотрите в тексте.

	Реактор	Только активная зона		
Тепловая мощность	1250 МВт	1125 МВт		
Потребление делящихся материалов	366 кг/год	330 кг/год		
Коэффициент воспроизводства	1,05	0,60	0,65	0,70
Производство делящихся материалов	385 кг/год	198 кг/год	215 кг/год	231 кг/год
Суммарное производство делящихся материалов	19 кг/год	-132 кг/год	-115 кг/год	-99 кг/год
<i>Суммарное производство делящихся материалов в бланкетах (выведенное)</i>				
		151 кг/год	134 кг/год	118 кг/год

Общая настройка и геометрия трехмерной компьютерной модели для программы MCNP, используемой для всех расчетов, показана на рис. 1. Шестидесятиградусный сегмент реактора с соответствующими отражательными плоскостями отражает симметрию конфигурации. В радиальном направлении модель простирается до радиуса 160 см и включает стальной отражатель с толщиной около 30 см. Защита и позиции хранения за отражателем фактически не имеют отношение к переносу нейтронов внутри реактора и не рассматриваются в моделировании программой MCNP. Осевая колонка псевдоотражателя из стали и натрия длиной в 100 см располагается над активной зоной, и, симметрично, под ней.

Полная плотность топлива MOX принялась равной 10.45 г/см^3 , что соответствует примерно 92% от теоретической плотности материала при 300 К. Используя геометрию стержней, приведенную в табл. 4, эта плотность соответствует начальному запасу в 9.4 кг (загрузка в 21%) и 12.5 кг (загрузка в 28%) плутония в расчете на топливную сборку. Общий запас плутония в активной зоне составляет примерно 1 900 кг в середине равновесного цикла, что близко к значению общего содержания плутония в активной зоне в 1 978 кг, приведенному в юзе данных МАГАТЭ по реакторам на быстрых нейтронах.¹⁷ Общий запас топлива (оксидов плутония и урана) будет примерно равен 9.15 тонны, что согласуется с официальными проектными данными.¹⁸

Перемещения стержней управления и безопасности в расчетах не моделировались. Для

того, чтобы принять во внимание общее воздействие этих стержней из В₄С на распределения потока и мощности, в соответствующих положениях стержней принималась постоянная концентрация естественного бора в 0.25 г/см³. присутствие этого нейтронного поглотителя приводило к уменьшению реактивности в конфигурации реактора of $\Delta\rho \approx -0.05$ в течение цикла и делает усредненную по циклу общую реактивность близкой к нулю.

Стратегия моделирования

Для расчетов выгорания было определено 14 зон выгорания: четыре зоны для внутренней части активной зоны (21% PuO₂), две зоны для внешней части активной зоны (28% PuO₂), четыре зоны для радиального бланкета, и четыре зоны для аксиального бланкета.¹⁹ средние запасы и изотопный состав для каждой из этих зон генерировались во время облучения топлива и бланкета.

Перезагрузка реактора планируется через каждые 180 эффективных жней на полной мощности (ЭДПМ).²⁰ Наши моделирования базировались на упрощенном плане перезагрузки для реактора, который был сконструирован для воспроизведения среднего состояния в активной зоне. Мы предполагали, что одна треть активной зоны и одна восьмая радиального бланкета будут заменяться в течение каждой перезагрузки. Это соответствует среднему времени облучения в 540 ЭДПМ для сборки активной зоны и 1 440 ЭДПМ для сборки радиального бланкета. Расчеты для активной зоны радиального бланкета выполнялись отдельно для того, чтобы гарантировать, что активная зона будет экспонирована для средних условий в бланкете, и наоборот. Этот подход показан на приведенном ниже рис. 3.²¹

Другая или более подробная схема перезагрузки несколько повлияет на среднее выгорание топлива и бланкета. Однако, как мы увидим, удаление плутония из активной зоны и его производство в бланкетах являются приблизительно линейными функциями выгорания (рис. 3). Следовательно, если среднее выгорание топлива было, например, меньше, чем то, которое предполагалось в наших расчетах, то тогда содержание плутония в элементе будет соответственно уменьшено, но компенсировано повышенной скоростью выгрузки и переработки топлива. Изменения в схеме перезагрузки поэтому будут оказывать лишь малое влияние на годовое производство плутония оружейного качества.

РЕЗУЛЬТАТЫ

Основной целью моделирование является получение данных о запасе при равновесных условиях для средней сборки топлива в активной зоне и аксиальном и радиальном бланкетах в зависимости от выгорания. На основании этих результатов могут быть рассчитаны годовое производство, коэффициент воспроизводства, и другие интересующие величины.

Определение равновесных условий в активной зоне

Для того, чтобы определить равновесные условия в активной зоне для реактора, мы сначала изучили несколько составов с плутонием с различными фракциями делящихся материалов, т.е. с различными комбинациями содержания Pu-239 и Pu-241. Эти начальные вычисления предоставили первое грубое приближение для равновесного вектора плутония. Используя эти предварительные изотопные отношения после нескольких итераций (т.е. полных моделирований реактора), можно было идентифицировать вектор плутония, который удовлетворял требованиям равновесия: состав плутония в свежем топливе был практически идентичен вектору выгружаемого топлива, если плутоний, возвращенный из активной зоны, и из аксиального и радиального бланкетов был скомбинирован на стадии переработки и повторно использован для изготовления топлива для следующей активной зоны. Основные результаты моделирования реактора PFBR при равновесных условиях в активной зоне приведены в табл. 2.

В соответствии с этими результатами, равновесная доля делящихся материалов в плутонии в реакторе PFBR равна 69.2% (65.2% Pu-239 и 4.0% Pu-241). Одновременно определялся равновесный состав урана. Здесь мы предполагаем, что начальный уран, используемый для производства MOX-топлива для активной зоны и бланкета был восстановлен из облученного топлива реакторов на тяжелой воде под давлением (типа PHWR) и поэтому уже

обедненный по U-235. соответствующие доли изотопов урана, использовавшихся для начальных расчетов, равнялись 0.25% U-235, 0.07% U-236, и 99.68% U-238, что соответствует среднему выгоранию топлива реакторов типа PHWR около 6.7 МВт-день/кг (подробности смотрите в Приложении). Однако, уран быстро обедняется, поскольку он бесконечно перерабатывается и используется для изготовления MOX-топлива и UO₂ для бланкетов. Из-за преобразования в плутоний и деления быстрыми нейтронами, около 5% урана расходуется во время облучения (382 кг в год). Кроме того, около 2% от общего запаса урана обычно теряется на этапах переработки, преобразования, и изготовления.²² Основываясь на годовой разгрузке урана, это соответствует 160 кг урана. Всего для ежегодной подпитки потребуется более 540 кг урана. Если для этой цели используется референтный материал (0.25% U-235), это подмешивание будет слабо противодействовать процессу обеднения. В конце концов уран в реакторе PFBR будет глубоко обеднен U-235 с долей делящегося материала не более 0.07% (см. табл. 2).

Табл. 2. Основные результаты, полученные в расчетах переноса нейтронов по программе M³O для прототипа реактора-размножителя на быстрых нейтронах, работающего в условиях равновесия в активной зоне. Для урана, необходимого для ежегодной подпитки, предполагалось, что 2% выгруженного урана теряется на различных стадиях переработки и что доля урана -235 в подпитке составляет 0.25%.

	ЕЖЕГОДНАЯ ЗАГРУЗКА							
	U-235	U-236	U-238	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Активная зона	2.6 кг	3.1 кг	3075.9 кг	1.8 кг	659.5 кг	283.7 кг	41.8 кг	24.7 кг
Аксиальный бланкет	2.0 кг	2.5 кг	2450.9 кг	0.0 кг	0.0 кг	0.0 кг	0.0 кг	0.0 кг
Радиальный бланкет	2.2 кг	2.7 кг	2617.8 кг	0.0 кг	0.0 кг	0.0 кг	0.0 кг	0.0 кг
Всего	6.8 кг 0.08%	8.3 кг 0.10%	8144.6 кг 99.82%	1.8 кг 0.2%	659.5 кг 65.2%	283.7 кг 28.0%	41.8 кг 4.1%	24.7 кг 2.5%
Общий итог	8160 кг			1012 кг				
Делящиеся материалы	0.08%			69.3%				
	ЕЖЕГОДНАЯ ВЫГРУЗКА							
	U-235	U-236	U-238	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Активная зона	1.5 кг 0.05%	3.1 кг 0.11%	2870.1 кг 99.84%	1.6 кг 0.2%	545.5 кг 60.4%	288.4 кг 32.0%	42.2 кг 4.7%	24.8 кг 2.7%
Аксиальный бланкет	1.6 кг 0.07%	2.5 кг 0.10%	2391.7 кг 99.83%	0.017 кг 0.032%	50.15 кг 96.434%	1.78 кг 3.425%	0.056 кг 0.108%	0.001 кг 0.001%
Радиальный бланкет	1.5 кг 0.06%	2.6 кг 0.10%	2502.8 кг 99.84%	0.066 кг 0.071%	86.33 кг 93.459%	5.71 кг 6.177%	0.262 кг 0.284%	0.008 кг 0.009%
Всего	4.6 кг 0.06%	8.2 кг 0.10%	7764.6 кг 99.84%	1.6 кг 0.16%	682.0 кг 65.15 %	295.9 кг 28.26%	42.5 кг 4.06%	24.8 кг 2.37%
Общий итог	7777 кг			1047 кг				
Делящиеся материалы	0.06%			69.2%				
Частичные суммы по бланкетам	52,0 кг плутония с долей делящихся материалов 96,5% в аксиальном бланкете							
	92,4 кг плутония с долей делящихся материалов 93,7% в радиальном бланкете							
	144,4 кг плутония с долей делящихся материалов 94,8% в обоих бланкетах							
	ЕЖЕГОДНАЯ ПОДПИТКА							
	U-235	U-236	U-238	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
	1.4 кг 0.25%	0.4 кг 0.07%	540.2 кг 99.68%					
Всего	382 кг + 160 кг							
Делящиеся материалы	0.25%							
Подпитка+разгрузка	6.0 кг 0.07%	9.0 кг 0.10%	8305.0 кг 99.83%					
Всего	8320 кг							
Делящиеся материалы	0.07%							

Анализ перезагрузки и выгрузки для равновесной активной зоны

Запас плутония в топливной сборке во время облучения показан на рис. 3. В активной зоне 10-12% первоначального содержания плутония потребляется до окончания срока службы средней топливной сборки, достигаемого после 540 эффективных дней на полной мощности. В то же время, 0.57 кг плутония производится в секциях аксиального бланкета топливной сборки активной зоны (не показано). Кроме того, 4.05 кг плутония образуется в средней сборке радиального бланкета, когда он достигает конца срока своей службы после периода облучения в 1 440 ЭДПМ.

В контексте этой статьи, изотопный состав плутония в областях бланкета реактора представляет особый интерес, и он показан на рис. 4. Что характерно для реактора на быстрых нейтронах, плутоний оружейного качества выделяется как из аксиального, так и из радиального бланкета с соответствующим содержанием Pu-239 в 93.7% и 96.5%. Это не похоже на типичный состав плутония в тепловых реакторах, где накопление Pu-240 является гораздо более заметным, поскольку содержание Pu-239 в топливе не будет пренебрежимо малым.²³

Запасы на топливную сборку могут быть использованы и масштабированы для получения данных для анализа перезагрузки и разгрузки при равновесных условиях. В табл. 2 перечислены массовые балансы для всех соответствующих изотопов урана и плутония, нормированные на календарный год. Здесь мы предполагаем коэффициент использования в 75%, что эквивалентно примерно 274 ЭДПМ за год.²⁴ Как было указано, перезагрузка планируется через каждые 180 ЭДПМ, когда будут заменены каждая треть активной зоны и каждая восьмая радиального бланкета. В среднем, будут происходить 1.52 перезагрузки в каждом календарном году и за этот период будут перезагружены всего 43.1 топливных сборки из активной зоны с 21% Pu, 48.6 сборки из активной зоны с 28% Pu, and 22.8 сборки из радиального бланкета.

Коэффициент воспроизводства

Как показано в табл. 2, 1 012 кг плутония каждый год загружаются в реактор. За тот же самый период из реактора выгружается 1 047 кг плутония: 903 кг из активной зоны и 144 кг из бланкетов. Более подробное обсуждение производства плутония будет приведено ниже, но общие данные могут быть использованы для определения коэффициента воспроизводства реактора. Мы использовали следующее уравнение для коэффициента воспроизводства:²⁵

$$BR = 1 + (M_{DISC} - M_{LOAD})/M_{DEST}$$

Все числа относятся к одному и тому же референтному периоду, например, к календарному году, и соответствуют выгруженному делящемуся материалу (M_{DISC}), загруженному делящемуся материалу (M_{LOAD}) и уничтоженному делящемуся материалу (M_{DEST}). Значения для M_{DISC} и M_{LOAD} могут быть взяты прямо из табл. 2. Делящимися материалами являются Pu-239, Pu-241, и U-235. Количество уничтоженного делящегося материала M_{DEST} не может быть получено прямо из результатов моделирования. Оно включает делящийся материал, который был израсходован при поглощении нейтронов, приводящему к делению или захвату в течение цикла, и оно требует анализа усредненных по спектру поперечных сечений для каждого изотопа. Здесь мы предполагаем то же самое значение, которое было использовано в приведенной выше аналитической оценке ($M_{DEST} = 366$ кг). Коэффициент воспроизводства для реактора PFBR может быть определен как:

$$BR = 1 + (729 \text{ кг} - 708 \text{ кг})/366 \text{ кг} \approx 1,057$$

Это значение находится в согласии с предсказаниями разработчиков реактора.²⁶ Эквивалентно, суммарное производство делящегося материала в 21 кг в год близко к значению, полученного в приведенной выше простой аналитической оценке.

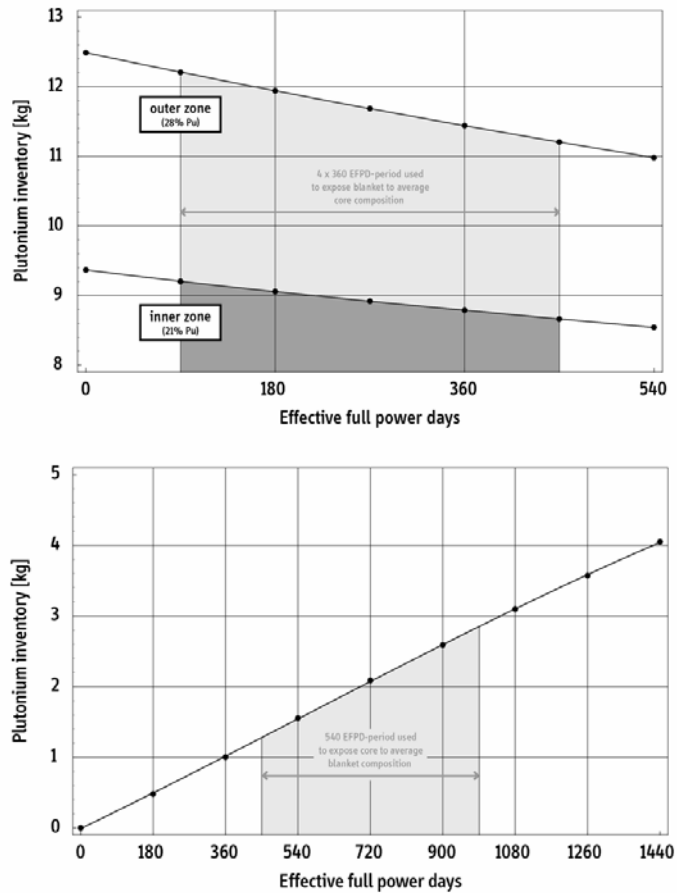


Рис. 3. Запасы плутония в средней топливной сборке активной зоны (вверху) и радиального blankets (внизу). Во внутренней и внешней части активной зоны и в радиальном blankets имеется 85, 96 и 120 топливных сборок. Накопление плутония в аксиальном blankets не показано. По горизонтальной оси отложены эффективные дни на полной мощности, по вертикальной оси - запас плутония в кг. Надписи на рисунках (сверху вниз): 1 - внешняя зона (28% Pu); 2 - 4x360 ЭДПМ - период, используемый для экспозиции blankets среднему составу активной зоны; 3 - внутренняя зона (21% Pu); 4 - 540 ЭДПМ - период, используемый для экспозиции активной зоны среднему составу blankets.

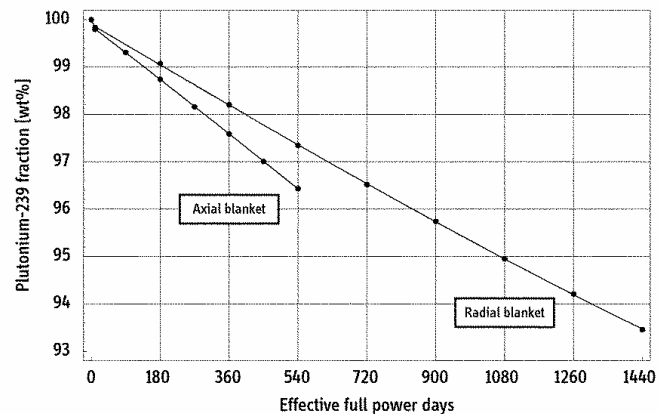


Рис. 4. Изотопный состав плутония в аксиальном и радиальном blankets. По горизонтальной оси отложены эффективные дни на полной мощности, по вертикальной оси – процентное содержание плутония-239. Надписи на рисунках (сверху вниз): 1 - аксиальный blankets; 2 - радиальный blankets.

ВАРИАНТЫ ПЕРЕЗАГРУЗКИ ДЛЯ РЕАКТОРА PFBR И ПОТЕНЦИАЛ ПРОИЗВОДСТВА ПЛУТОНИЯ ОРУЖЕЙНОГО КАЧЕСТВА

Когда реактор на быстрых нейтронах работает в «гражданском» режиме, нет необходимости или побуждения перерабатывать плутоний в бланкете отдельно от плутония в активной зоне.²⁷ В принципе, весь запас отработанного топлива, выгруженного из реактора, может перерабатываться вместе, выдавая плутоний со смешанным составом. Когда работа проводится в «военном» режиме, имеются два основных варианта.

Отдельная переработка радиального бланкета. Переработка радиального бланкета в отдельной кампании является непосредственной, и не требует никакого специального оснащения или оборудования. Как указано в табл. 2, таким способом может быть получено 92 кг плутония оружейного качества в год.

Отдельная переработка аксиального и радиального бланкета. Этот подход требует обрезки топливных сборок активной зоны для того, чтобы изолировать верхнюю и нижнюю секции, содержащие материал аксиального бланкета. Такая стратегия может потребовать специального оборудования и процедур на стадии переработки,²⁸ но она может дать дополнительные 52 кг плутония оружейного качества в год. Для использования в оружии изотопный состав этого материала будет даже лучше, чем у материала из радиального бланкета (96.5% против 93.7% Pu-239). Общее годовое производство плутония оружейного качества увеличится до 144 кг.

Если реактор работает в военном режиме, в котором отвлекается весь плутоний из бланкетов, или его часть, предпочтительны такие варианты перезагрузки, которые не нарушают равновесного состояния активной зоны. Кроме того, реактор PFBR не будет самоподдерживающимся, если будет удаляться более 35 кг плутония, даже если не учитывать неизбежных потерь при переработке.²⁹

Плутоний для начальной активной зоны и перезагрузки реактора PFBR берется из переработанного отработанного топлива от реакторов с тяжелой водой под давлением, которые образуют основу текущего реакторного парка в Индии. Вероятно, что переработка будет производиться на заводе переработки в Калпаккаме (KARP), рядом с площадкой строительства реактора PFBR.³⁰ оценки изотопного состава этого плутония представлены в Приложении. Для типичного выгорания в 6.7 Мвт·день/кг и периода охлаждения в пять лет, доля делящегося материала составит около 77.1%. как показало предыдущее обсуждение и как показано на рис. 5, состав плутония из реакторов типа PHWR существенно отличается от вектора, который устанавливается в реакторе PFBR при равновесных условиях. Другими словами, реактор должен будет пройти через начальную стадию, в которой он работает вне равновесия. В зависимости от деталей эксплуатации, и, в частности от структуры перезагрузки, неравновесные условия будут наблюдаться для нескольких перезагрузок и лет, в течение которых мгновенное значение коэффициента воспроизводства обычно будет меньше единицы. Более подробный анализ этой переходной стадии лежит за пределами этой статьи.

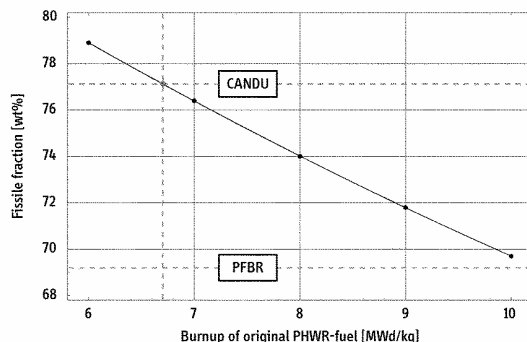


Рис. 5. Доля делящегося материала в охлажденном плутонии из реактора типа PHWR (CANDU) в зависимости от первоначального выгорания. Для референтного выгорания 6.7 Мвт·день/кг доля делящегося материала (Pu-239 и Pu-241) составит около 77.1%, при коррекции на период охлаждения в пять лет между разгрузкой и переработкой. Напротив, в

равновесии плутоний в реакторе PFBR содержит только 69,2% делящегося материала (Pu-239 и Pu-241). Дальнейшие подробности приведены в Приложении. По горизонтальной оси отложено выгорание оригинального топлива реактора PHWR в Мвт·день/кг, по вертикальной оси - доля делящегося материала в процентах.

Табл. 3. Варианты перезагрузки для реактора PFBR. Для изготовления топлива для реактора ежегодно понадобятся 1 012 кг плутония. Несколько больше этого количества может быть извлечено из выгруженного топлива (вариант 1). Альтернативно, существующий плутоний из реакторов типа PHWR может быть использован для подпитки, если плутоний оружейного качества выделяется из бланкетов (варианты 2 и 3). При правильных отношениях смешивания топливо нейтронно эквивалентно оригинальному топливу и характеризуется долей делящегося материала в плутонии, равной 69.2%.

	Активная зона	Аксиальный бланкет	Радиальный бланкет	PHWR
	902.6 кг 65.1%	52.0 кг 96.5%	92.4 кг 93.7%	(неограниченные поставки) 77.1%
Вариант 1	1012 кг (+ 35 кг)			
Вариант 2	776.2 кг (+ 178.4 кг)		(не исп.)	235.8 кг
Вариант 3	666.2 кг (+236.4 кг)	(не исп.)	(не исп.)	345.8 кг

На май 2006 г. реакторы PHWR МАЭ произвели, по оценкам, около 11.5 тонн такого плутония реакторного качества. Вероятно, что большая часть этого плутония уже была переработана, но весь запас будет оставаться вне гарантий.³¹ Поэтому имеется достаточное количество плутония, доступного как для начальной загрузки, так и для первых нескольких перезагрузок реактора. Аналогично, плутоний реакторного качества из реакторов PHWR МАЭ может также быть использован для подпитки для получения плутония оружейного качества, который может быть отвлечен для военных целей, если реактор PFBR будет работать в военном режиме. Поскольку доля делящегося материала в плутонии из реакторов типа PHWR выше, чем доля делящегося материала, необходимого для эксплуатации реактора PFBR в равновесии, можно будет использовать практические стратегии смешивания. Эти варианты показаны в табл. 3.

Вариант 1 в табл. 3 включен для справочных целей и он соответствует эксплуатации реактора в гражданском режиме, без отвлечения любого плутония из бланкетов.

Как обсуждалось выше, наиболее прямым военным вариантом является отвлечение материала из радиального бланкета (вариант 2). В табл. 3 показано отношение смешивания, которое приводит к требуемому количеству плутония для перезагрузки с желаемым составом. Для полного отвлечения плутония из радиального бланкета (92 кг) требуется около 236 кг плутония из реакторов референтного типа PHWR. Кроме того, остается избыток плутония из реактора PFBR: около 178 кг вместо только 35 кг, если пренебречь потерями при обработке. Общая процедура для варианта 3 аналогична процедуре для варианта 2. Здесь для отвлечения 144 кг плутония оружейного качества из бланкетов потребуется около 346 кг плутония из реакторов типа PHWR, сохраняя дополнительный избыток в 236 кг плутония из активной зоны реактора PFBR.

По своей сути варианты 2 и 3 являются схемами «очистки» плутония, которые преобразуют имеющиеся запасы плутония из реакторов типа PHWR в два отдельных запаса с приблизительно тем же суммарным размером: один оружейного качества и один реакторного качества с худшим изотопным составом, чем у исходного.³² Оставшийся плутоний реакторного качества может быть использован в качестве начального топлива для будущего реактора-размножителя, который затем достигнет равновесия несколько быстрее, поскольку изотопный состав будет ближе к равновесному.

Кроме вариантов с чистым отвлечением, определенных в табл. 3, в которых весь запас плутония из бланкетов отвлекается одновременно, возможны также «смешанные стратегии». В них, с использованием адекватных отношений смешивания, для военных целей используется только часть материала из бланкета. Очевидно, что смешанные стратегии понижают требования к поставляемому из внешних источников плутонию с реакторов типа

PHWR.

Следует отметить, что на эксплуатацию реактора не сильно влияет решение о том, отвлекать или не отвлекать плутоний из бланкетов. Если на стадии изготовления топлива был выбран правильный изотопный состав, то доставленное на реактор переработанное топливо будет нейтронно идентичным для обеих режимов эксплуатации и для всех намеченных выше вариантов отвлечения.

Потенциал производства плутония на будущих реакторах-размножителях

МАЭ планирует построить к 2020 году еще четыре реактора-размножителя на быстрых нейтронах с мощностью 500 МВт (эл.) с той же самой конструкцией для МОХ-топлива, что у реактора PFBR.³³ После этого оно планирует строить только реакторы-размножители на быстрых нейтронах с использованием металлического топлива и с другой, пока еще не определенной конструкцией активной зоны. Пока нет никаких указаний на то, что эти реакторы будут поставлены под гарантии.

Согласно соглашению между Индией и США, индийское правительство объявило о поэтапном плане постановки части своего текущего парка реакторов PHWR под гарантии. Соответственно, шесть дополнительных реакторов мощностью 220 МВт (эл.) будут предложены для гарантий между 2010 и 2014 г.г.³⁴ До того времени эти реакторы произведут дополнительные 4 300 кг плутония реакторного качества, предполагая, что они будут работать при коэффициенте загрузки в 80%. Те реакторы PHWR, которые останутся в военной части ядерного комплекса, будут производить около 1 250 кг не находящегося под гарантией плутония реакторного качества в год.

Таким образом, ежегодное производство не находящегося под гарантиями плутония реакторного качества будет достаточным для неограниченной по времени эксплуатации всех пяти реакторов-размножителей с МОХ-топливом с отвлечением радиальных бланкетов для военных целей (вариант 2). Однако, в предположении, что не будет построено новых не находящихся под гарантиями реакторов PHWR, ежегодных поставок плутония реакторного качества не хватит для поддержания работы всех пяти реакторов-размножителей по варианту 3. Однако, если включить накопленные запасы, плутония реакторного качества будет достаточно для удовлетворения требований подпитки при работе всех пяти реакторов-размножителей по варианту 3 примерно до 2050 г.³⁵ с пятью такими реакторами, работающими вне гарантий, суммарное производство плутония оружейного качества на базе индийской программы реакторов-размножителей может поэтому достичь 500 - 700 кг в год после 2020 г.

ВЫВОДЫ

Министерство атомной энергии Индии заявило, что оно может использовать прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах для военных целей. В этой статье мы показали, как программа реакторов-размножителей может позволить увеличить годовое производство плутония оружейного качества в Индии в несколько раз.

В предположении коэффициента использования, равного 75%, результаты наших расчетов переноса нейтронов для подробной трехмерной модели активной зоны предсказывают, что в бланкетах этого реактора может быть произведено около 140 кг плутония оружейного качества за каждый год. Годовое производство плутония зависит от коэффициента использования и зависит также от деталей структуры перезагрузки. Однако, в отношении последней, результаты нашей аналитической оценки, и тот факт, что накопление плутония в бланкетах в основном остается в линейном режиме, позволяет предположить, что отклонение от нашего предсказанного значения будет небольшим.

Если реактор работает в военном режиме, и материал бланкета отвлекается для военных целей, то тогда для подпитки топлива реактора-размножителя потребуется примерно 240 - 250 кг плутония из отработанного топлива реакторов PHWR на каждые 100 кг отвлеченного плутония оружейного качества. Индия может легко удовлетворить это требования для плутония либо из своего существующего запаса отработанного топлива, выгруженного из не находящихся под гарантиями реакторов PHWR.

Табл. 4. Данные о конструкции топливных стержней и топливных сборок реактора PFBR.

	Активная зона и аксиальный бланкет	Радиальный бланкет
Диаметр таблетки	5.330 мм	12.760 мм
Толщина зазора	0.185 мм	0.185 мм
Толщина оболочки	0.450 мм	0.600 мм
Внешний диаметр топливного стержня	6.600 мм	14.330 мм
Количество стержней в сборке	217	61
Шаг решетки	13.50 см	
Внешняя ширина между плоскостями	13.16 см	
Толщина шестигранной банки	0.32 см	
Внутренняя ширина между плоскостями	12.52 см	
Доступный объем в сборке	135.75 см ³ на см	
Доля топлива	35.66%	57.46%
Доля пустот	5.13%	3.38%
Доля оболочки	13.90%	11.63%
Доля натрия	45.31%	27.53%

Табл. 5. Данные о конструкции активной зоны реактора PFBR. Справочный объем активной зоны, который используется для определения средней плотности мощности в активной зоне, включает только доступный объем внутри топливных сборок (135.75 см³ на см, см. табл. 4) и он идентичен объему четырех зон выгорания в расчетах переноса нейтронов.

Высота активной зоны	100 см
Активная высота радиального бланкета	160 см
Активная высота аксиального бланкета	2×30 см
Объем активной зоны 1	1153.88 л (85 т.с.по 100 см)
Объем активной зоны 2	1303.20 л (96 т.с.по 100 см)
Объем радиального бланкета	2606.40 л (120 т.с.по 100 см)
Объем аксиального бланкета	1474.24 л (181 т.с.по 60 см)
Общий справочный объем	6537.72 л
Тепловая мощность	1250 МВт
Средняя плотность мощности	191.20 кВт/л

Базируясь на оценке существующих запасов плутония реакторного качества и объемах производства, и предполагая, что Индия успешно выполнит свой план построить и ввести в эксплуатацию всего пять реакторов-размножителей к 2020 г., можно предположить, что объемы производства плутония оружейного качества могут достичь 700 кг в год. Это будет соответствовать двадцатикратному увеличению текущего объема производства плутония оружейного качества. Индия сможет поддерживать такой уровень производства в течение нескольких десятилетий без строительства дополнительных тяжеловодных реакторов.

Поскольку Индия поддерживает верифицируемый договор о прекращении производства делящихся материалов, более предусмотрительным вариантом было бы поставить эти реакторы под гарантии сейчас, для того, чтобы предотвратить ускоренную гонку вооружений в регионе, которая в противном случае представляется неотвратимой.

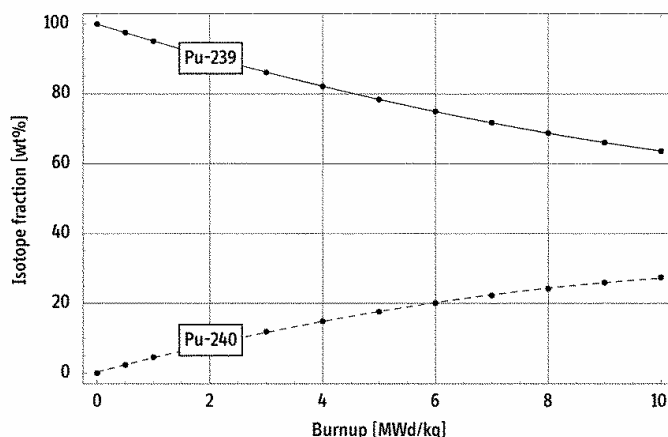


Рис. 6. Доли изотопов Pu-239 and -240 в топливе реактора PHWR в течение облучения. По горизонтальной оси отложена степень выгорания в МВтд/кг, по вертикальной оси - содержание изотопа в процентах.

ПРИЛОЖЕНИЕ

ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ ПЛУТОНИЯ ИЗ РЕАКТОРОВ PHWR И ДОСТУПНЫЕ ЗАПАСЫ

Первоначальный плутоний, требуемый для изготовления топлива для реактора PFBR будет извлечен из отработанного топлива нескольких реакторов с тяжелой водой под давлением (PHWR), работающих в Индии. Мы рассчитали составы этого топлива в расчетах выгорания, моделирующих бесконечную решетку топливных сборок реактора PHWR с 19 стержнями. На рис. 6 показаны доли Pu-239 и Pu-240 в облученном топливе реакторов типа PHWR и в табл. 6 перечислены векторы плутония для нескольких уровней выгорания. В дополнение к составу при выгрузке принимался типичный период хранения в пять лет перед переработкой топлива. В течение этого периода распадается часть Pu-241 (период полураспада 14.4 года), что увеличивает относительную важность некоторых других изотопов плутония. Мы не принимали во внимание последующее накопление америция-241 или других изотопов в материале и фактически предполагали, что плутоний переводится в МОХ-топливо немедленно после переработки и используется в качестве топлива для реактора PFBR.

Табл. 6. Состав плутония в топливе реакторов типа PHWR, облученном до различной степени выгорания при выгрузке. Скорректированные на распад составы приводятся для пятилетнего периода хранения перед переработкой топлива.

		Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
6.0 МВтд/кг	выгр.	0.07%	74.92%	20.05%	4.19%	0.77%
	охл.	0.07%	75.60%	20.23%	3.32%	0.78%
7.0 МВтд/кг	выгр.	0.09%	71.71%	22.23%	4.89%	1.08%
	охл.	0.09%	72.48%	22.46%	3.88%	1.09%
8.0 МВтд/кг	выгр.	0.11%	68.75%	24.18%	5.52%	1.44%
	охл.	0.11%	69.58%	24.46%	4.39%	1.46%
9.0 МВтд/кг	выгр.	0.13%	66.03%	25.90%	6.09%	1.85%
	охл.	0.13%	66.91%	26.24%	4.85%	1.87%
10.0 МВтд/кг	выгр.	0.16%	63.52%	27.42%	6.61%	2.29%
	охл.	0.15%	64.44%	27.81%	5.27%	2.33%

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. S. Varadarajan, "Safeguards for breeder reactors a key obstacle: U.S. unwilling to accept Indian stand," *The Hindu*, 21 January 2006.
2. Z. Mian, A. H. Nayyar, R. Rajaraman, and M. V. Ramana, "Fissile Materials in South Asia and the Implications of the U.S.-India Nuclear Deal," *Science and Global Security*, 14: 117-143, 2006. Более подробный отчет авторов был опубликован Международной группой по расщепляющимся материалам и доступен по адресу www.ipfmlibrary.org/southasia.pdf (14 июля 2007 г.).
3. H. J. Bhabha and N. B. Prasad, "A Study of the Contribution of Atomic Energy to a Power Programme in India," presented at the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958, 89-101.
4. Таков был первоначальный план. Позднее были также изучены различные способы использования тория в не размножающих тепловых реакторах и системах на базе ускорителей. Department of Atomic Energy, "Shaping the Third Stage of the Indian Nuclear Power Programme," 2001, www.dae.gov.in/publ/3rdstage.pdf (14 июля 2007 г.) and K. Balakrishnan, S. Majumdar, A. Ramanujam, A. Kakodkar, "The Indian Perspective On Thorium Fuel Cycles," in *Thorium Fuel Utilization: Options and Trends*, IAEA-TECDOC-1319, International Atomic Energy Agency, November 2002.
5. Текущие прогнозы МАЭ таковы: мощность атомных электростанций должна вырасти с нынешних 4 100 МВт (в мае 2007 г.) до 20 000 МВт в 2020 г., из которых реакторы на быстрых нейтронах будут вносить около 2 500 МВт. МАЭ ожидает, что в середине века большая часть реакторов будет реакторами-размножителями, генерируя общую мощность в 275 000 МВт. См. R. B. Grover, and S. Chandra, "Scenario for growth of electricity in India," *Energy Policy*, November, 34(17): 2834-2847, 2006; M. R. Srinivasan, R. B. Grover and S. A. Bhardwaj, "Nuclear Power in India: Winds of Change," *Economic and Political Weekly*, XL(49): 5183-5188, 3 December 2005.
6. В основном мы опирались на цифры, приведенные в базе данных МАГАТЭ по реакторам на быстрых нейтронах, www-frdb.iaea.org (1 февраля 2007 г.). некоторые из других документов, которые мы использовали для наших цифр, таковы: "Design of Prototype Fast Breeder Reactor," Indira Gandhi Centre for Atomic Research (IGCAR), Kalpakkam, December 2003; "Prototype Fast Breeder Reactor: Preliminary Safety Analysis Report," IGCAR, Kalpakkam, 2004; and S. C. Chetal et al., "The design of the Prototype Fast Breeder Reactor," *Nuclear Engineering and Design*, 236: 852-860, 2006.
7. В однородной активной зоне не имеется сборок без делящихся материалов, то есть чисто размножающих материалов. Такие сборки есть только в области бланкета. Напротив, неоднородные активные зоны включают сборки с чисто размножающими материалами в центральной зоне.
8. A. E. Waltar and A. B. Reynolds, *Fast Breeder Reactors*, New York: Pergamon Press, 1981, pp.123-134.
9. D. G. Roychowdhury et al., "Thermal Hydraulic Design of PFBR Core," in *LMFR core thermohydraulics: Status and prospects*, IAEA-TECDOC-1157, International Atomic Energy Agency, Vienna, June 2000, pp. 41-55, www.ipfmlibrary.org/iaea00.pdf (14 июля 2007 г.).
10. Это средние значения, ожидаемого для всего реактора. Отметим, что важность процессов деления в делящихся изотопах меньше в области бланкета, в то время как U-238 играет более важную роль из-за его очень высокого относительного содержания.
11. Для подробного проекта значение 1.049 указывалось в "National Presentations: India," pp. 3-5 при разрыве трубопровода первичного охладителя в реакторах, охлаждаемых жидким металлом, *Proceedings of a technical meeting held in Kalpakkam, India*, 13-17 January 2003, IAEA-TECDOC-1406, August 2004, www.ipfmlibrary.org/iaea04a.pdf (14 июля 2007 г.).
12. L. G. Alexander, "Breeder Reactors," *Annual Review of Nuclear Science*, 14: 287-322, December 1964; and G. Vendryes, J. M. Cassels, and J. D. Lewins, "The Science of Fast Reactors and Why it has Been Studied," *Philosophical Transactions of the Royal Society of London. Series A, Mathematical and Physical Sciences*, Vol. 331, No. 1619, 28 June 1990, pp. 293-300.
13. A. Glaser, *Neutronics Calculations Relevant to the Conversion of Research Reactors to Low-Enriched Fuel*, Ph.D. Thesis, Department of Physics, Darmstadt University of Technology, April 2005.

14. J. F. Briesmeister (ed.), MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory, December 2000; A. G. Croff, A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code, ORNL/TM7175, Oak Ridge National Laboratory, July 1980; and S. Ludwig, Revision to ORIGEN2, Version 2.2, Transmittal Memo, May 23, 2002.
15. Z. Xu, Design Strategies for Optimizing High Burnup Fuel in Pressurized Water Reactors, Ph.D. thesis, Massachusetts Institute of Technology, January 2003; and Z. Xu, P. Hejzlar, M. J. Driscoll, and M. S. Kazimi, "An Improved MCNP-ORIGEN Depletion Program (MCODE) and its Verification for High Burnup Applications," PHYSOR, Seoul, October 7-10, 2002. MCODE использовалось с любезного разрешения автора.
16. Рассчитанные по программе MCNP усредненные по спектру поперечные сечения рассчитывались для 16 наиболее важных актинидов и для 45 наиболее важных продуктов деления. Эти нуклиды определяют более, чем 99.95% всех поглощений нейтронов в топливе. Для остальных нуклидов использовались поперечные сечения из библиотек ORIGEN2 для реакторов на быстрых нейтронах (AMOPUUUC.LIB, AMOPUUUR.LIB, and AMOPUUUA.LIB).
17. База данных по реакторам на быстрых нейтронах: обновление 2006 г. (см. [6]). База данных не указывает, в какой точке цикла находится запас плутония.
18. Preliminary Safety Analysis Report, 2004 [6].
19. За исключением случая аксиальных зон бланкета, каждая зона выгорания грубо соответствует одному круговому ряду сборок.
20. S. M. Lee et al., "Conceptual Design of PFBR Core," in Conceptual designs of advanced fast reactors, Proceedings of a Technical Committee meeting held in Kalpakkam, India, 3-6 October 1995, IAEA-TECDOC-907, International Atomic Energy Agency, Vienna, October 1996, pp. 83-99, www.ipfmlibrary.org/iaea96.pdf (14 июля 2007 г.).
21. Моделирование активной зоны началось с начальной экспозиции радиального бланкета в 450 ЭДПМ. Когда средняя сборка достигает конца своего срока службы, бланкет был облучен 990 ЭДПМ. Средняя экспозиция бланкета для этого моделирования поэтому эквивалентна 720 ЭДПМ, т.е. средней экспозиции материала в реальном радиальном бланкете. Аналогичный подход проводился для облучения радиального бланкета. Здесь средние условия в активной зоне моделировались заменой активной зоны и аксиального бланкета через каждые 360 ЭДПМ материалом с начальной экспозицией в 90 ЭДПМ.
22. См. Раздел 7.4, стр. 149-151, в M. Benedict, T. H. Pigford, and H. W. Levi, Nuclear Chemical Engineering, Second Edition, New York: McGraw-Hill, 1981.
23. Главной причиной этого явления являются существенно различные отношения поперечных сечений поглощения нейтронов в Pu-239 и в U-238 в зависимости от энергии падающего нейтрона. Рассмотрим, например, материал, состоящий из 1% Pu-239 и 99% U-238. в спектре быстрых нейтронов, менее 10% всех поглощений нейтронов происходят в Pu-239, т.е. накопление плутония от нейтронного захвата в U-238 все еще является доминирующим процессом. Однако, в тепловом спектре уже около 75% всех нейтронов поглощаются в Pu-239, хотя его концентрация так мала. Другими словами, деление Pu-239 и накопление Pu-240 теперь являются главными процессами. Плутоний в отработанном топливе реакторов на обычной воде обычно содержит менее, чем 60% Pu-239, и более, чем 20% Pu-240.
24. Наш выбор коэффициента использования такой же, как тот, который был выбран МАЭ в их исследованиях, хотя он может быть несколько большим по сравнению с опытом других прототипов реакторов-размножителей. Французский реактор Phenix и английский реактор PFR имели кумулятивные коэффициенты использования в 44% и 24% соответственно. Российский реактор БН-600 имел кумулятивный коэффициент использования в 74%, но нем произошло 15 возгораний натрия за 23 года.
25. Waltar and Reynolds, 1981 ([8]), pp. 234-236.
26. В "National Presentations: India" in IAEA-TECDOC-1406, 2004, op. cit. указано значение 1.049, the Preliminary Safety Analysis Report, 2004, [6], - значение 1.04. В ранних вариантах проекта PFBR коэффициент воспроизводства оценивался в 1.07 и выше.
27. Benedict et al., 1981, [22]., замечает: "Хотя можно перерабатывать материал радиального бланкета отдельно от материала активной зоны и аксиального бланкета, было предложено перемешивать их [...] и перерабатывать их вместе " (p. 151). Такая совместная переработка понизит среднее выгорание и, следовательно, выделение тепла и концентрацию продуктов деления, с которой будет иметь дело завод по переработке. Раздельная переработка бланкета и активной зоны также рассматривалась для реакторов-размножителей с урановым то-

пливом, поскольку она понижает требования в свежем обогащенном уране. См., например, Appendix V of the Report to the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management, American Physical Society, New York, 1977.

28. APS Study Group, 1977, [27], Appendix V.

29. Если рассматривать потери при переработке, в реакторе практически не будет производиться дополнительного плутония. Для рассчитанного коэффициента воспроизводства в 1.05, при годовой выгрузке плутония в 1047 кг, и потерях при переработке в 2%, каждый год около 21 кг плутония теряются в потоках отходов. Это приводит к выигрышу всего в 14 кг.

30. M. Hibbs, "DAE Reprocessing Program Remains Modest in Scope," Nuclear Fuel, 28(8): 9, 14 April 2003.

31. Mian et al., 2006, [2].

32. Возможность использования реактора-размножителя для производства плутония оружейного качества была отмечена по крайней мере в одном комментарии в национальной газете: R. Ramachandran, "Is breeder needed for strategic purposes?," The Hindu, 22 February 2006.

33. Электроэнергия от этих реакторов вряд ли будет экономичной по сравнению с реакторами на тяжелой воде, даже если последние будут загружаться ураном по стоимости в несколько раз больше текущих индийских или глобальных цен, M. V. Ramana and J. Y. Suchitra, "Economic and Environmental Costs of Nuclear Power," in B. S. Reddy and J. Parikh, eds., The Dynamics of Energy, Environment and Economy: New Challenges and Opportunities, New Delhi: Oxford University Press, forthcoming; M. V. Ramana, "Nuclear Economics in a Developing Country: The Case of India," Conference on the Future of Nuclear Energy, The Bulletin of the Atomic Scientists and the University of Chicago, November 1-2, 2006, Chicago, Illinois, USA.

34. Mian, et al., 2006, [2], p. 143.

35. Предполагая, что два остальных реактора войдут в строй в 2015 г., и два последних реактора войдут в строй в 2020 г.