

ГЛОБАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРОИЗВОДСТВА ПЛУТОНИЯ НА ГРАЖДАНСКИХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРАХ

Йохен Алсведе и Мартин Б. Калиновски

В этой статье рассматриваются возможности производства плутония на гражданских исследовательских реакторах и возникающие риски распространения. Составлен полный перечень всех гражданских исследовательских реакторов, расположенных в неядерных государствах и фактических ядерных государствах, систематизированный в соответствии с их типом. За этим следует обсуждение различных путей и сценариев производства плутония в этих реакторах. Для того, чтобы получить оценку с широким покрытием этого разнообразного парка реакторов, были выбраны две конструкции, представляющие реакторы с замедлителем из обычной воды и тяжелой воды (которые составляют 82 процента всей установленной мощности в неядерных государствах и фактических ядерных государствах); для них были проведены расчеты выгорания по методу Монте-Карло по программам KENO V.a и Origen-S, включенным в модульную систему Scale-6. Затем эффективные скорости производства в топливных элементах вместе с облучением мишеней были применены к расчету возможностей производства плутония на каждом рассматриваемом исследовательском реакторе. Результаты предоставляют обзор значимости глобального парка исследовательских реакторов и его регионального распределения.

Йохен Алсведе и Мартин Б. Калиновски работают в центре исследований науки и мира имени Карла-Фридриха фон Вайцеккера Гамбургского университета, Гамбург, Германия.

Статья получена 8 марта 2012 года и принята к публикации 26 июля 2012 года.

Почтовый адрес для корреспонденции: Jochen Ahlswede, Odastr 10, 38122 Braunschweig, Germany.

Электронный адрес: jochen.ahlswede@physnet.uni-hamburg.de

ВВЕДЕНИЕ

Производство плутония в ядерных реакторах является одним из главных рисков распространения, связанным с применением ядерной энергии в мирных целях. В коммерческом энергетическом секторе большие опасения вызывает хранение и транспортировка расщепляющегося материала, в особенности выделенного плутония. Глобальные запасы выделенного плутония сегодня измеряются сотнями тонн. С другой стороны, исторический опыт показывает, что государства с тайной военной ядерной программой для производства плутония использовали небольшие исследовательские реакторы, а не отводили плутоний из гражданской программы ядерных энергетических реакторов. Например, Израиль использовал тяжеловодный реактор (ТВР) Димона, а Индия - два ТВР СИРУС и ДХРУВА; у Пакистана есть три ТВР в Хушабе (плюс один строящийся реактор) и Северная Корея использовала реактор с графитовым замедлителем в Йонбене¹. Государства, которые, по сообщениям, в прошлом занимались незавершенными программами ядерного оружия, такие, как Ливия, Бразилия, Южная Африка, и Ирак также во время работы по своим программам не имели действующих атомных электростанций (в качестве расщепляющегося материала они выбрали высокообогащенный уран (ВОУ), а не плутоний). Это обстоятельство можно объяснить несколькими способами. Во-первых, у государств, интересующихся программой ядерного оружия, может не быть энергетических реакторов, и для производства расщепляющегося материала им были доступны только исследовательские реакторы. Если бы даже они были у них, плутоний из отработавшего топлива с высоким выгоранием (как у реакторов атомных электростанций) неудобно использовать в ядерном оружии из-за относительно меньшей доли делящихся изотопов (плутония-239 и плутония-241) и его большего выделения тепла и радиоактивности. Наконец, топливо или мишени в исследовательских реакторах легче доступны и труднее контролируются МАГАТЭ, чем в энергетических реакторах. Исследовательский реактор как таковой является первоочередным выбором для государства, желающего проводить и продолжать программу военного производства. Общемировые возможности производства плутония в исследовательских реакторах существенны для рассмотрения вопросов распространения.

В этой работе рассматривается общемировой парк исследовательских реакторов и вероятные сценарии производства плутония. Для наиболее важных типов были проведены расчеты выгорания. Результатом стали эффективные скорости производства, которые могут быть использованы для формулировки количественных выводов о большинстве гражданских исследовательских реакторов в неядерных государствах и фактических ядерных государствах². В докладе приводятся теорети-

ческие соображения о действительно (и неизбежно) происходящем производстве плутония в топливе, так же как и теоретической максимальной способности производства материала оружейного качества. При этом будет также обсуждаться вопрос возможностей производства плутония в государствах, которые не являются частью Приложения II к Договору о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний (ДВЗЯИ). От этих государств Приложения II требуется ратифицировать договор, прежде чем сможет вступить в силу. Значительные возможности производства в странах, которые не являются частью Приложения II, могут подорвать намерение текущих условий для вступления договора в силу и окажут впоследствии сильное политическое влияние на текущий режим нераспространения.

Исследовательские реакторы и возможность производства плутония на них

Во всем мире исследовательские реакторы используются для различных целей. Они предоставляют нейтроны для прикладных или фундаментальных исследований по естественным наукам и для изучения радиационных эффектов. Более того, на этих реакторах производятся специальные изотопы для медицинских или промышленных целей. Наконец, они часто используются для тренировки или обучения. Исследовательские реакторы используются в различных странах; у многих из них нет коммерческих атомных электростанций. База данных исследовательских реакторов МАГАТЭ (RRDB) предоставляет всеобъемлющий обзор всемирного парка исследовательских реакторов, а также критических и подкритических сборок, включая информацию об их основных технических характеристиках³. В табл. 1 приведена сводка всемирного парка исследовательских реакторов и их эксплуатационного состояния на 1 июня 2011 года. Всего 254 реактора эксплуатируются или временно отключены, а пять реакторов строятся или планируются. Тепловая мощность этих устройств лежит в пределах от нуля для критических или подкритическихборок до 250 МВт у усовершенствованного реактора для испытаний в Соединенных Штатах, но более чем у половины из них тепловая мощность не превышает 1 МВт. Гистограмма распределения действующих реакторов илиборок по их тепловой мощности приведена на рис. 1.

Возможность производства плутония на реакторах сильно зависит от его проектной тепловой мощности. Количество анализируемых реакторов можно сильно сократить, введя нижнюю границу тепловой мощности, ниже которой производством плутония можно пренебречь. В отношении производства плутония гарантии МАГАТЭ в основном направлены на исследовательские реакторы с тепловой мощностью более 25 МВт⁴. Хотя реакторы с меньшей мощностью также контролируются МАГАТЭ,

дополнительные гарантии (более частые инспекции и т.п.) применяются к этим большим реакторам для повышения вероятности обнаружения тайного производства плутония или урана-233 (уран-233 - это делящийся изотоп, который может быть использован в ядерном оружии; он образуется при захвате нейтронов торием-232).

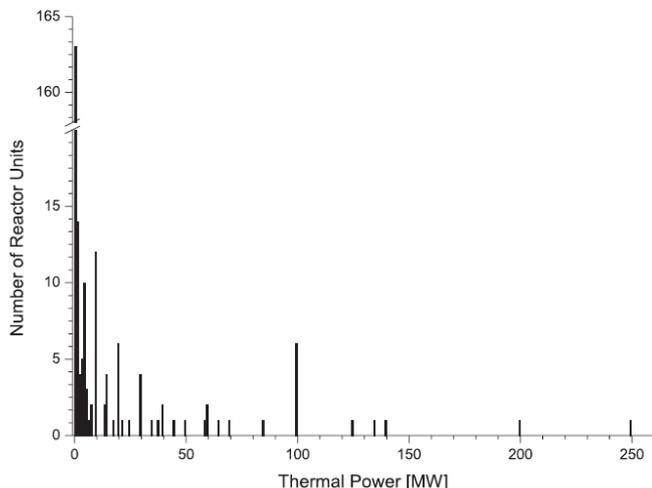


Рис. 1: Количество действующих исследовательских реакторов в мире, классифицируемое по тепловой мощности. Размер одного класса равен 1 МВт. Данные получены из базы данных исследовательских реакторов МАГАТЭ на 1 июня 2011 года⁴¹.

Табл. 1: Количество исследовательских реакторов во всем мире в соответствии с их статусом, как это представлено в базе данных исследовательских реакторов МАГАТЭ на 1 июня 2011 года.

Количество реакторов	Статус
241	Действующие
3	Строящиеся
2	Планируемые
13	Временно выключенные
203	Выключенные, но не выведенные из эксплуатации

Утверждается, что этот порог определяется тем, что ниже 25 МВт невозможно произвести существенное количество (СК) плутония за год при облучении делящихся мишеней. Однако, для представленного в этой работе последующего анализа следует определить более низкий порог для того, чтобы достичь покрытия более широкого разнообразия реакторов. Поэтому был включен сценарий, в котором нарушающая сторона использует для производства плутония несколько реакторов, или проводит производство плутония в течение нескольких лет. Порог для этого анализа устанавливается в 1 МВт, что исключает 164 реактора. В пяти ядерных державах имеется 41 исследовательский реактор с мощностью выше определенного порога, два из которых строятся и два временно выключены. Эти реакторы также не рассматриваются далее, поскольку они не существенны для горизонтального распространения. Поскольку цель этой работы состоит в оценке возможности производства на *гражданских* реакторах, реакторы для военного производства в Пакистане (три действующих реактора в Кушабе и один строящийся) и Израиле (один реактор в Димоне) не рассматриваются. Оставшееся число реакторов (всего 54 реактора в неядерных государствах и фактических ядерных государствах) является более удобным для целей этой работы. С другой стороны, определенный порог не слишком высок для того, чтобы игнорировать значительные возможности производства плутония. Предполагая, по расчетам Бинфорда⁴², верхний предел производства плутония в 0,94 г плутония/МВт-день, время, требуемое для производства 1 СК плутония (8 кг) на реакторе мощностью 1 МВт составит 23,2 года (с коэффициентом использования 100%). В действительности, эта скорость будет значительно ниже из-за утечки, деления ядер, отщепляющихся от U-235, и так далее. Поэтому исключение

реакторов с тепловой мощностью ниже 1 МВт в этом анализе является довольно консервативным.

МАГАТЭ обычно различает три сценария тайного производства и отвлечения расщепляющихся материалов для военных целей⁶. Они включают отвлечение свежего топлива или слабо облученного топлива, отвлечение отработавшего топлива и тайное производство плутония или урана-233. В этой работе не рассматривается первый сценарий, поскольку в основном не относится к плутонию, а только к незначительным его количествам (за исключениями, подобными экспериментам с топливом из смеси оксидов). Более того, свежее топливо особенно интересно для кражи или отвлечения ВОУ (материал непосредственного применения), но оно относительно неподходяще для производства плутония из-за низкой концентрации делящихся нуклидов. Как таковые, отвлечение отработавшего топлива и тайное производство плутония могут рассматриваться, в принципе, для трех различных режимов эксплуатации.

Обычная эксплуатация - Сценарий А

Реактор используется для исследовательских целей или для производства медицинских изотопов. В этом случае конец цикла достигается, когда критичность падает ниже $k_{eff} = 1$, и топливо используется так долго, как это возможно, поддерживая таким образом низкие расходы на топливо. В активной зоне реактора неизбежно образуется плутоний. Состав плутония в выгруженном топливе, вероятно, будет неблагоприятным для оружия, но материал остается относящимся к распространению, поскольку создание ядерного оружия все еще остается технически возможным. После того, как топливо будет выгружено, оно будет храниться, но, в принципе, все еще останется доступным для нарушающей стороны. После определенного периода охлаждения (как минимум, несколько месяцев) топливо может перерабатываться. Поскольку отработавшее топливо подлежит гарантиям МАГАТЭ, оно регулярно печатывается и периодически контролируется. Следовательно, будет трудно скрыть любое отвлечение плутония. Более того, отвлечение и переработка отработавшего топлива с высокой степенью выгорания является более сложным, чем выделение плутония из мишеней, из-за большего уровня радиоактивности и тепла, выделяемого топливом. Тем не менее, может существовать немалый риск отвлечения, и, кроме того, этот сценарий важен для рассмотрения случая открытого выхода государства из режима нераспространения.

Оптимизация для облучения мишеней - Сценарий В

Определенные положения в активной зоне реактора, или в непосредственной близости к нему, могут быть использованы для размещения мишеней с высокой концентрацией урана-238. Например, каналы облучения, которые обычно присутствуют для целей исследований, могут быть использованы для необъявленного облучения⁷. Объем, доступный для мишеней, конечно, ограничивается конструкцией активной зоны реактора. В качестве материала мишени, вероятно, будет использоваться природный уран (ПУ) или обедненный уран (ОУ). Цели исследовательских реакторов требуют конструкции активной зоны, которая обеспечивала бы относительную простоту доступа. Установка и извлечение облучаемых мишеней для исследовательских целей или для гражданского производства изотопов является рутинной операцией на многих установках. Это делает гарантии более трудными и дорогими. Реальная доступность активной зоны зависит от типа реактора. Например, извлечь топливные элементы или мишени из установки с открытым бассейном легче, чем из исследовательского реактора бакового типа. Как правило, этот сценарий характеризуется наибольшей вероятностью успешного необнаруженного отвлечения плутония среди трех сценариев, рассмотренных здесь.

Вся активная зона для производства оружейного материала - Сценарий С

Для производства оружейного материала может быть использована вся активная зона реактора. Этот

сценарий возникает тогда, когда не имеется различия между питающим топливом и материалом мишени, например, в случае тяжеловодного реактора с топливом, полностью состоящим из природного урана. Выгорание при выгрузке определяется не критичностью, а изотопным составом плутония, образовавшегося в топливных сборках. Максимальное выгорание устанавливается предельным содержанием плутония-240 в 7 процентов для обеспечения оружейного качества материала⁸. Хотя этот предел является несколько искусственным, поскольку плутоний топливного или реакторного качества также может быть использован во взрывных устройствах⁹, этот порог предполагает, что нарушающая сторона заинтересована в материале, наиболее эффективном для военных целей.

Все сценарии представляют собой идеальные случаи. Реальная нарушающая сторона, по-видимому, должна будет выбрать сценарий модифицированного топливного цикла для того, чтобы избежать обнаружения при гарантиях или принимать плутоний с более неблагоприятным изотопным составом. Но для этого исследования сценарии кажутся приемлемыми, потому что они открывают наиболее важные пути отвлечения и, в особенности, позволяют оценить верхние пределы производства. Тем не менее, если МАГАТЭ сможет применить все необходимые гарантии к исследовательскому реактору и его топливу, то тайное отвлечение или производство расщепляющегося материала в любом из этих сценариев будет довольно трудным (с наибольшими шансами успеха для сценария В). Этот анализ больше подходит для так называемого сценария разрыва, в котором государство проводит военную программу без всякого намерения скрыть ее от международного сообщества. Другой вероятной возможностью для уменьшения шансов обнаружения в рамках режима распространения может быть секретное использование реактора, который был объявлен выключенным.

Исследовательские реакторы в неядерных государствах

В неядерных государствах и фактических ядерных государствах находится 54 реактора с тепловой мощностью более 1 МВт, что соответствует 20 процентам от общего количества исследовательских реакторов во всем мире. Из них пять реакторов временно выключены и два реактора строятся. В табл. 2 представлена сводка этих 54 реакторов, расположенных в 36 странах, и их технические характеристики (тепловая мощность, замедлитель, тип топлива, обогащение). Все перечисленные здесь реакторы будут включены в эту оценку возможностей производства плутония в гражданских ядерных реакторах. Оба индийских реактора с тяжеловодным охладителем СИРУС и ДХРУВА являются заводами двойного назначения, содержащаяся в базе данных RRDB и поэтому они включены в табл. 2 (СИРУС был выключен в конце 2010 года¹⁰, но он включен в перечень, поскольку он полезен в оценке производственных возможностей страны, что и является целью данного исследования).

Нейтронно-физические исследования для каждого отдельного реактора далеко выходят за пределы данного анализа. Оценка возможностей производства плутония может быть сделана только для классов реакторов с аналогичными свойствами. В табл. 3 представлена такая классификация на основании геометрии топлива, или, если не может быть отождествлено никакой стандартной геометрии, то на основании используемого замедлителя. Для каждого класса указываются установленная мощность и обогащение топлива. Этот перечень показывает, что тяжеловодные реакторы и реакторы для испытания материалов являются доминирующими типами, как по тепловой мощности, так и по установленному количеству. Другие конструкции с замедлителем из обычной воды включают в себя реакторы IRT, VVR и TRIGA. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах составляют другую группу по тепловой мощности, но в нее входят лишь две установки. Кроме того, имеется один высокотемпературный реактор и один реактор с графитовым замедлителем. Обогащение топлива в реакторах с замедлителем из обычной воды снижается в пределах от 19,75 до 93 процентов. Такие уровни обогащения, значи-

тельно превышающие уровни обогащения в энергетических реакторах, используются в исследовательских реакторах потому, что они необходимы для обеспечения большей удельной реактивности, позволяющей компактную конструкцию активной зоны с большими плотностями мощности, и, следовательно, с большими потоками нейтронов. Тяжеловодные реакторы частично используют топливо с высоким обогащением, но в них может также применяться топливо из природного урана. Для сравнения, признанные ядерные державы в основном применяют для производства своего плутония реакторы с топливом на природном уране, либо с графитовым замедлителем (с охлаждением обычной водой или газом), либо с тяжелой водой (с охлаждением обычной или тяжелой водой). Единственными исключениями являются разномощные мишени в реакторах с топливом из ВОО. Все четыре фактических ядерных государства также используют реакторы с топливом из природного урана, в основном с тяжеловодным замедлителем¹¹.

Методология для оценки возможности производства плутония

Для оценки производства плутония в ядерном реакторе были выполнены расчеты выгорания, которые включали зависящий от энергии поток нейтронов, и систему уравнений обеднения для специфической геометрии и материалов. Результатом вычислений явилось содержание плутония в топливе в зависимости от выгорания (в МВт·день/кг). Градиентом этой кривой является количество плутония, произведенное на МВт·день, или скорость производства S . Поскольку градиент зависит от выгорания (или, соответственно, от времени облучения), он усредняется по определенному интервалу выгорания. Для расчета плутония, произведенного в реакторе с фиксированным выгоранием при выгрузке B_d , средняя скорость производства плутония M в кг/год дается выражением:

$$M = C_B \cdot L \cdot P_{th} \cdot 365 \text{ дней}$$

где C_B - скорость производства, усредненная по интервалу $B = [0, B_d]$, L - коэффициент использования и P_{th} - номинальная тепловая мощность. Если кого-то заинтересует годовая скорость производства в других интервалах выгорания, то надо будет рассчитать S для таких интервалов, длительность которых должна будет соответствовать одному году эксплуатации реактора.

Для выполнения расчетов выгорания применялась программа SCALE-6 (Программа компьютерного анализа для оценки при лицензировании)¹². Эта программа была разработана Ок-Риджской национальной лабораторией для Ядерной регулятивной комиссии США и она состоит из нескольких модулей, совместно работающих в вызываемой пользователем управляющей последовательности. Эти модули проводят расчеты переноса нейтронов, критичности, обеднения, и прочего. Для выполненных в этой работе расчетов выгорания использовалась управляющая последовательность TRITON-5 (Точный перенос, реализованный для зависящей от времени эксплуатации для обеднения нейтронов), который соединяется с программой для трехмерного моделирования переноса по методу Монте-Карло KENO V.a и программой расчета обеднения Origen-S.

Точный расчет производства плутония потребует отдельного моделирования каждого реактора по программам переноса нейтронов, учитывающим все различные геометрии топлива, размеры активной зоны, и т.п., что выходит за пределы нашей работы. Поэтому подход должен требовать меньшей сложности моделирования, но в то же время оставаться способным предоставлять результаты, применимые к большинству реакторов. Для этой цели были определены и проанализированы две конструкции реакторов, представительные для большинства реакторов, перечисленных в табл. 3. Тремя другими типами, перечисленными в табл. 3, являются реакторы-размножители (2 установки), высокотемпературный реактор с газовым охлаждением (1 установка) и реактор с графитовым замедлителем (1 установка). Эти реакторы не могут быть включены в данный анализ.

Самым обычным типом исследовательских реакторов во всем мире являются реакторы с обычной водой. В

2010 году их общая тепловая мощность составляла примерно 550 МВт (сумма для типов РИМ, IRT, VVR, TRIGA, не учитывая реакторы с $P_{th} \leq 1$ МВт). Их средняя тепловая мощность составляет 14,1 МВт. Как указывалось в предыдущем разделе, наиболее обычным типом исследова-

тельского реактора с замедлителем из обычной водой является реактор для исследования материалов (РИМ), и его пластинчатое топливо является базой для расчета производства плутония в исследовательских реакторах с обычной водой.

Табл. 2: Исследовательские реакторы в неядерных государствах и фактических ядерных государствах с тепловой мощностью, большей 1 МВт, в соответствии с базой данных МАГАТЭ RRDB. Если НОУ указывается как обогащенный, то в литературе нельзя найти никакого точного значения, кроме информации о том, что реактор был конвертирован для обогащения, меньшего 20 процентов. Единственными реакторами, не находящимися под гарантиями, являются индийские установки и один реактор в КНДР.

Страна	Название	P_{th} (МВт)	Замедлитель	Тип топлива	Обогащение	Статус по Приложению II ДВЗЯИ
Алжир	ES-SALAM	15	Тяжелая вода	Неизвестен	НОУ	Да (R)
Аргентина	RA-3	10	Обычная вода	РИМ	НОУ	Да (R)
Австралия	OPAL	20	Обычная вода	РИМ	НОУ	Да (R)
Бангладеш	TRIGA MARK II	3	Обычная вода	TRIGA	19,75%	Да (R)
Бельгия	BR-1 BR-2	4 100	Графит Обычная вода	Графит Бак	ПУ 93%	Да (R)
Бразилия	IEA-R1	5	Обычная вода	РИМ	19,75%	Да (R)
Болгария	IRT-SOFIA	2	Обычная вода	IRT-4M	19,75%	Да (R)
Канада	NRU MNR MCMaster	135 3	Тяжелая вода Обычная вода	Другой РИМ	20% 19,75%	Да (R)
Чили	RECH-1 RECH-2	5 2	Обычная вода Обычная вода	РИМ РИМ	19,75% 19,75%	Да (R)
Чешская республика	LVR-15 REZ	10	Обычная вода	IRT-2M	36%	Нет (R)
Египет	ETRR-1 ETRR-2	2 22	Обычная вода Обычная вода	EK-10 РИМ	19,75% 19,75%	Да (S)
Германия	BER-II FRM-2	10 20	Обычная вода Тяжелая вода	РИМ Компактная зона	НОУ 93%	Да (R)
Греция	GRR-1	5	Обычная вода	РИМ	19,75%	Нет (R)
Венгрия	BUDAPEST RR	10	Обычная вода	VVR-M2	НОУ	Да (R)
Индия	CIRUS DHRUVA FBTR	40 100 40	Тяжелая вода Тяжелая вода Тяжелая вода	Стержень Неизвестен	ПУ ПУ	Да (-)
Индонезия	BANDUNG GA SIWABESSY	2 30	Обычная вода Обычная вода	TRIGA РИМ	8,5-20% 19,75%	Да (S)
Иран	TRR IR-40	5 40	Обычная вода Тяжелая вода	РИМ РБМК	19,75% ПУ	Да (S)
Израиль	IRR-1	5	Обычная вода	РИМ	93%	Да (S)
Япония	JRR-3M KUR JRR-4 JРИМ JOYO HTTR	20 5 3,5 50 140 30	Обычная вода Обычная вода Обычная вода Обычная вода Реактор-размножитель Высокотемпературный реактор	РИМ РИМ РИМ РИМ	20% 20% 20% 20%	Да (R)
Иордания	JRTR	5	Обычная вода	РИМ	19,75%	Нет (R)
Казахстан	VVR-K ALMA ATA EWG-1	6 35	Обычная вода Обычная вода	VVR-K Неизвестен	36% 90%	Нет (R)
КНДР	IRT-DPRK	8	Обычная вода	IRT	Неизвестно	Да (-)
Республика Корея	HANARO	30	Тяжелая вода	Стержень	19,75%	Нет (R)
Ливия	IRT-1	10	Обычная вода	IRT-4M	19,7%	Нет (R)
Марокко	MA-R1	2	Обычная вода	TRIGA	19,7%	Нет (R)
Нидерланды	HOR HFR	2 45	Обычная вода Обычная вода	РИМ РИМ	19,75% 19,75%	Да (R)
Норвегия	HBWR JEEP II	20 2	Тяжелая вода Тяжелая вода	Стержень Стержень	6% 3,6%	Да (R)
Пакистан	PARR-1	10	Обычная вода	РИМ	20%	Да (-)
Перу	RP-10	10	Обычная вода	РИМ	19,75%	Да (R)
Польша	MARIA	30	Обычная вода	MR-6	19,75%	Да (R)
Румыния	PITESHTI	14	Обычная вода	TRIGA	19,75%	Да (R)
Южная Африка	SAFARI-1	20	Обычная вода	РИМ	19,75%	Да (R)
Тайвань	THOR	2	Обычная вода	TRIGA	20%	Китай: Да (S)
Таиланд	TRR-1/M1	2	Обычная вода	TRIGA	20%	Нет (S)
Украина	VVR-M KIEV	10	Обычная вода	WWR-M2	19,75%	Да (R)
Узбекистан	TASHKENT	10	Обычная вода	IRT-4M	19,75%	Нет (R)
Всего	54 установки	1166,5				Да: 27, нет: 9

Исследовательские реакторы с тяжеловодным замедлителем (и охладителем) составляют вторую по количеству группу исследовательских реакторов во всем мире. Сумма их тепловых мощностей составляет 372 МВт (включая один строящийся реактор). Средняя тепловая мощность равняется 46,5 МВт, что значительно превышает среднюю мощность реакторов с замедлителем из обычной воды. Прототипом для реакторов этого типа является иранский тяжеловодный реактор в Араке, для которого были выполнены расчеты выгорания для различных сценариев производства. Подобно всем рассматриваемым здесь тяжеловодным исследовательским реакторам, в нем используются топливные сборки стержне-

вого типа. Представленный ниже метод определяет, будет ли реактор в Араке представительным в отношении производства плутония в других реакторах. Если зафиксировать свойства замедлителя и среднюю плотность топлива, то отношение преобразования C_R (отношение количества произведенного плутония к количеству уничтоженного расщепляющегося урана) реактора в основном определяется вероятностью избегания резонансного захвата p (приближенное выражение Бодански¹³):

$$C_R = \frac{1-p}{\eta_0} + \frac{\eta_0}{\eta-1}$$

где η - количество нейтронов деления на нейтрон, поглощенный в топливе с заданной смесью изотопов урана и η_0 - значение для чистого урана-235. Как η , так и η_0 зависят только от состава топлива, а ρ само по себе зависит от геометрии топлива по следующей приближенной формуле:

$$\rho = \exp \left[-\frac{N_F V_F I}{\zeta_M \Sigma_M V_M} \right]$$

где N_F - концентрация атомов в топливе, ζ_M и Σ_M - характерные константы замедлителя, I - резонансный интеграл, и V_M/V_F - отношение объемов замедлителя и топлива¹⁴. При заданных средней плотности топлива и свойствах замедлителя ρ зависит только от двух последних факторов, где I пропорционально:

$$I \propto A + \frac{1}{\sqrt{r}}$$

где A - еще одна константа и r - радиус топливного стержня. Для сравнения производства плутония в различных реакторах могут быть использованы только V_M/V_F и r . Радиус топливного стержня реактора в Араке равен $r = 0,575$ см и отношение объемов замедлителя и топлива $V_M/V_F = 31,4$ (предполагается шаг решетки в 25 см). Такой радиус довольно типичен для тяжеловодных реакто-

ров. В топливных сборках КАНДУК радиус стержня равен 0,605 см, а в канадском реакторе НРУ - 0,548 см. Только отношение замедлителя к топливу у реактора в Араке несколько больше, чем у других реакторов (КАНДУ: 18,2, НРУ: 21,3)¹⁵. Однако, поскольку у исследовательских реакторов, в особенности у тяжеловодных, нет стандартизированной конструкции, обычно довольно трудно выбрать любую представительную модель. Но, как было показано, характеристики реактора в Араке, относящиеся к геометрии топлива, аналогичны другим тяжеловодным реакторам. В любом случае, режим эксплуатации (коэффициент использования, обогащение и т.п.) оказывают гораздо большее влияние на диапазоне возможного производства плутония, чем геометрические характеристики топлива. Учитывая, что целью анализа является приближительная величина производства плутония, выбор реактора в Араке как модели для других реакторов с тяжеловодным замедлителем представляется оправданным. Тем не менее, относительно высокое отношение объемов замедлителя и топлива в реакторе в Араке может привести к переоценке скоростей производства плутония при экстраполяции результатов для реактора в Араке на другие тяжеловодные реакторы. Поэтому следует считать, что выбор реактора в Араке является довольно консервативным для расчета общемирового производства плутония в тяжеловодных исследовательских реакторах.

Табл. 3: Типы исследовательских реакторов в соответствии с базой данных исследовательских реакторов МАГАТЭ в неядерных и фактически ядерных государствах с тепловой мощностью более 1 МВт.

Тип реактора	P _{th} (МВт)	Число реакторов	Число стран	Замедлитель	Обогащение	Охладитель
Тяжеловодный	402	9	7	D ₂ O	ПУ (3), НОУ (1), 3,5% (1), 19,75% (1), 6% (1), 20% (1), 93% (1)	D ₂ O или H ₂ O
РИМ	362,5	23	18	H ₂ O	НОУ (3), 19,75% (12), 20% (5), 93% (2)	H ₂ O
Размножитель	180	2	2	Нет	МОХ	Жидкий Na
IRT (IRT-4M/2M)	32	4	4	H ₂ O	19,75% (3), 36% (1)	H ₂ O
HTR	30	1	1	Графит	НОУ	He
VVR (VVR-M2, VVR-K, EK-10)	28	4	4	H ₂ O	НОУ (1), 19,75% (2), 36% (1)	H ₂ O
TRIGA	25	6	6	H ₂ O, ZrH	19,75% (3), 20% (2)	H ₂ O
Графитовый	4	1	1	Графит	ПУ	Воздух
Прочие LWR	103	4	4	H ₂ O	19,75% (2), 90% (1), неизвестно (1)	H ₂ O

Примечание: тепловая мощность относится к сумме всех реакторов указанного типа. Этот перечень включает пять временно выключенных реакторов, два строящихся реактора и один запланированный реактор.

Преимуществом выбора геометрии реактора в Араке является то, что его точная скорость производства плутония до сих пор не была рассчитана, но она, несомненно, представляет значительный интерес, хотя и не ожидается никаких сюрпризов в отношении ее порядка величины. К сожалению, надежность получаемых результатов для усовершенствованных топлив и геометрий реактора скорее всего невелика. Поэтому нельзя будет рассчитать компактную конструкцию активной зоны, такую, как у немецкого реактора FRM II с тяжеловодным замедлителем.

Возможность производства плутония на исследовательских реакторах с замедлителем из обычной воды

Конструкция топлива РИМ была разработана в Соединенных Штатах в начале 1950-х и в последующие десятилетия она распространилась по всему миру. Она является стандартом, который был принят несколькими странами, когда они начинали свои исследовательские программы¹⁶. Сегодня имеется 23 реактора с тепловой мощностью более 1 МВт в 18 из исследованных стран (см. табл. 3). Уран в реакторе РИМ (в форме оксида или сплава, например, с алюминием) размещается в пластинах, покрытых алюминием. Несколько пластин комбинируются в топливной сборке. Точное их количество меняется от типа к типу, и зависит от того, входят ли они в состав обычной сборки, или управляющей сборки (в управляющую сборку входят меньше пластин, для того, чтобы разместить поглотители нейтронов). Обычные значения лежат в пределах от 17 до 23 пластин на сборку.

Промежуток между пластинами заполнен замедлителем, который одновременно работает как охладитель. Несмотря на то, что сборка бок о бок размещаются в прямоугольной активной зоне реактора, окруженной водой или другими отражателями, такими, как графит или бериллий. Некоторые позиции топливных сборок могут быть доступными для облучения мишеней.

Для последующего расчета скоростей производства плутония следовало выбрать представительную конфигурацию реактора. В контексте программ конверсии активной зоны МАГАТЭ предложило для нейтронно-физических расчетов типовую конструкцию РИМ бассейнового типа мощностью 10 МВт¹⁷, которая используется и в этой работе. Поскольку эта мощность близка к средней мощности реакторов (14,1 МВт), выбор является обоснованным. Активная зона реактора в типовой модели МАГАТЭ состоит из решетки 5 × 6 с 23 стандартными (23 пластины) и 5 управляющими (17 пластин) топливными сборками, а также двух позиций облучения (одна в центре и другая с краю). На двух коротких сторонах активной зоны располагаются два графитовых отражателя (активная зона в целом состоит поэтому из решетки 7 × 6), а на других сторонах она окружена водой. Точные геометрические размеры топливной сборки приведены в табл. 4. Расчеты проводились для двух сценариев производства, применимых к реакторам с обычной водой (сценарии А и В) с тремя различными уровнями обогащения (19,75 процента, 36 процентов и 93 процента), которые были выбраны в соответствии со значениями, приведенными в табл. 3. Моделирование проводилось в последовательности Scale-6/Triton5, для стандартных топливных эле-

ментов в бесконечной решетке для сценария А и в полной конфигурации для всей активной зоны реактора для сценария В.

Длительность цикла ограничивается реактивностью топлива реактора, частотой обслуживания, экономическими факторами и экспериментальной программой. Бинфорд приводит типичное значение для длительности цикла от двух до четырех недель¹⁸. Это также соответствует длительности, предложенной для типового РИМ, которая равна 16,7 дней¹⁹. Последующая перезагрузка топлива может продолжаться от нескольких часов до нескольких дней. Количество партий во всей активной зоне равно 7 - 9. Приведенное в литературе среднее выгорание при выгрузке составляет около 50 процентов^{20,21}.

Табл. 4: Проектные параметры активной зоны типового реактора РИМ мощностью 10 МВт согласно МАГАТЭ¹.

Позиция	Параметр	Описание
Топливная пластина	Размеры сердцевинны	0,38×63×600 мм
	Состав сердцевинны	UAl-Al Обогащение 93%: 0,63 гU/см ³ , 21% U по весу в UAl-Al. Обогащение 36%: 2,50 гU/см ³ , 40% U по весу в UAl-Al. Обогащение 19,75%: 4,45 гU/см ³ , 72% U по весу в UAl-Al.
	Размеры пластины	1,27×66,40×660 мм
	Состав оболочки	Алюминий, 2,7 г/см ³
Конструкция сборки	Размеры	80,65×4,80×660 мм
	Состав	Алюминий, 2,7 г/см ³
Шаг решетки		77×81 мм
Замедлитель и охладитель		H ₂ O

¹ Международное агентство по атомной энергии, 1980, см. ссылку [16].

Результаты для сценария производства А

В этом сценарии стандартная конфигурация топлива РИМ без облучаемых мишеней используется для расчета количества плутония, образующегося при различных уровнях обогащения. На рис. 2 показана концентрация плутония в топливе для трех рассматриваемых уровней обогащения. Объем сердцевинны одного стандартного топливного элемента равен 443 см³. Топливо из ВОУ приводит к незначительному производству плутония (1,3 мгPu/см³) из-за очень малого содержания урана-238 в топливе. Средне обогащенное топливо содержит в конце своего выгорания около 21,5 мгPu/см³, а низкообогащенное топливо (НОУ) достигает концентрации около 35,0 мгPu/см³. На рис. 2 показано также изменено делящейся фракции в произведенном плутонии. Топливо с низким и средним обогащением очень похоже, а обогащенное до 93 процентов топливо содержит соответственно меньшую долю делящейся фракции при высоких выгораниях (77 процентов при выгорании в 50 процентов по сравнению с 82,5 и 83 процентами для топлив с меньшим обогащением). Наконец, в табл. 5 представлены скорости производства плутония для трех уровней обогащения и выгорания при выгрузке в 40, 50 и 60 процентов (усредненные по всему периоду выгорания). Можно видеть, что изменение в диапазоне выгорания 50% ± 10% приводит к измерению производства плутония от четырех до десяти процентов, в зависимости от уровня обогащения. Эти коэффициенты могут быть применены к производству плутония в исследовательских реакторах по сценарию А. Определенные здесь скорости производства лежат в том же диапазоне значений, что и приведенные в литературе данные²². Например, реактор в 10 МВт с коэффициентом использования в 75 процентов с топливом из НОУ (обогащение 19,75 процента) и проектным выгоранием в 50 процентов производит 260 гPu/год с долей делящейся фракции около 83 процентов.

Результаты для сценария производства В

В этом сценарии предполагается, что нарушающая

сторона вводит мишени с высоким содержанием урана-238 в активную зону. Это может быть либо природный уран (около 0,7 весовых процента урана-235), либо обедненный уран (около 0,3 весовых процента урана-235). В отношении производства плутония оба материала ведут себя одинаково при одних и тех же условиях облучения²³. Поскольку обычно природный уран легче произвести или приобрести, чем обедненный уран (последний является продуктом деятельности по обогащению или переработке) в этом моделировании материалом мишени предполагается природный уран.

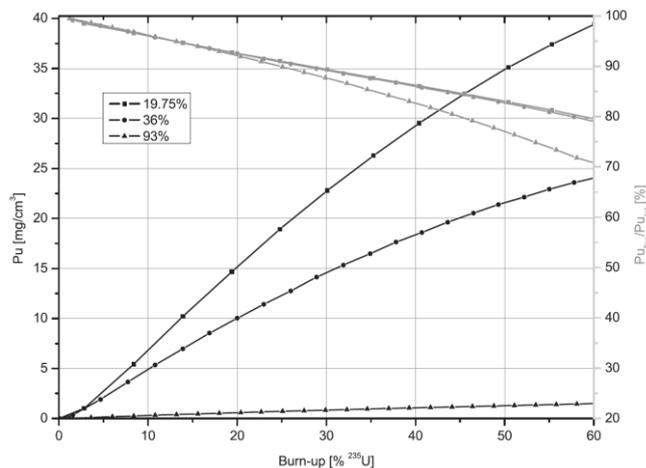


Рис. 2: Концентрация плутония и доля делящегося плутония в зависимости от степени выгорания для трех уровней обогащения в типовом реакторе МАГАТЭ (РИМ).

Табл. 5: Скорости производства плутония для сценария А для трех первоначальных уровней обогащения в типовом реакторе МАГАТЭ (РИМ).

Обогащение (в % U-235)	Производство при 40% выгорании (мгPu на МВт-день)	Производство при 50% выгорании (мгPu на МВт-день)	Производство при 60% выгорании (мгPu на МВт-день)
19,75	101	95,3	88,7
36	63,3	60,2	54,2
93	5,44	5,16	4,98

В соответствии с типовым проектом РИМ, мишени могут быть расположены в двух пунктах внутри активной зоны (одной центральной позиции и одной позиции на краю) и в 12 позициях, где обычно располагается графитовый отражатель²⁴. Вне пределов решетки реактора 7 × 6 может быть расположено больше мишеней, но это станет возможным только при значительных изменениях конструкции для предоставления достаточного охлаждения, и здесь это не рассматривается. Здесь также не рассматривается возможность замены позиций топлива на позиции облучаемых мишеней. Материал мишени содержится в топливных пластинах, сердцевина которых толще, чем у обычных пластин, для того, чтобы обеспечить размещение больших количеств природного урана. Следуя предложению Миллера и Эберхарда²⁵, предполагается, что в топливной сборке будет установлено 10 дополнительных пластин с толщиной 0,5 см. Это позволит обеспечить урановую нагрузку топливной сборки в 36,06 кг в объеме 1893 см³. Если еще более увеличивать толщину мишени, то эффект самопоглощения в уране-238 сделает дополнительный выход производства плутония незначительным²⁶.

Нарушающая сторона будет рассматривать три фактора для производства плутония для его применения в оружии. Первым является качество плутония, которое определяется его изотопным составом. При увеличении времени облучения доля расщепляющегося плутония уменьшается вместе с его качеством для оружия. Вторым фактором будет объем исходного материала и работ по производству топлива, эксплуатации реактора и переработке топлива. Наивысшая скорость производства достигается при малом выгорании, но тогда придется чаще менять топливо и обрабатывать больше исходного мате-

риала в расчете на грамм выхода плутония. Это прямо приводит к третьему фактору - производительности (отношению между выходу плутония за определенный период к общим производственным расходам). Вопрос того, будет ли нарушающая сторона вести себя более действенно, или более рационально, зависит от множества факторов, которые не могут быть систематически исследованы в этой статье. Для того, чтобы получить разумную верхнюю границу для возможностей производства плутония, предполагается, что единственным ведущим ограничением является изотопный состав (плутоний оружейного качества).

Моделирование проводилось для всех трех уровней обогащения топлива и для расположения мишеней в центре, на краю, и в рефлекторе. Концентрации, приведенные для последнего расположения, усреднялись по всем двенадцати позициям в рефлекторе. На рис. 3 показаны результаты расчетов выгорания в описанной выше конфигурации реактора на примере обогащения топлива в 19,75 процента. Из-за типично низких уровней выгорания все кривые показывают линейное поведение. Как и ожидалось, центральная позиция показывает самую большую скорость производства из-за высокого потока нейтронов, создаваемого окружающим топливом. Позиция мишени на краю окружена топливом с двух сторон, а позиции рефлектора - всего с одной стороны. Это различие проявляется в скоростях производства, которые в обоих случаях значительно ниже, чем для позиции в центре. На рис. 3 и в табл. 6 можно выявить различие в величинах потока, образуемого различным топливом, и максимальное количество энергии, произведенной всей активной зоной до того, как будет достигнута верхняя граница содержания плутония-240 (семь процентов) для плутония оружейного качества. В табл. 6 также показаны соответствующие скорости производства плутония. Следует отметить, что в этом сценарии единица мг/МВт-день относится не к количеству энергетического выхода в материале, в котором образуется плутоний (в мишени), а ко всей активной зоне в целом.

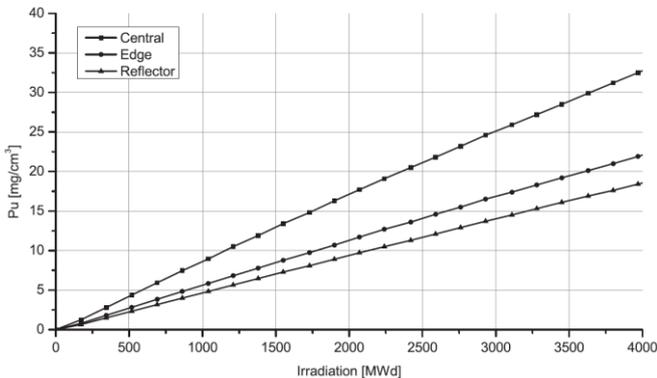


Рис. 3: Зависимость производства плутония в мишенях из природного урана для позиций в центре, на краю, и в рефлекторе (сценарий В) для топлива, обогащенного до 19,75 процентов, от экспозиции в реакторе (в МВт-день). Концентрации, приведенные для расположения в рефлекторе, усреднялись по всем двенадцати позициям в рефлекторе.

Табл. 6: Максимальная энергия (в МВт-день), произведенная в активной зоне до достижения верхней границы плутония-240 (7 процентов) в плутонии оружейного качества и соответствующие скорости производства плутония (сценарий В; в мг/МВт-день) в типовой модели МАГАТЭ для трех первоначальных уровней обогащения топлива.

Обогащение (% U-235)	Энергия для плутония оружейного качества	Скорость производства в центре, на краю и в рефлекторе	Общая скорость производства в сценарии В
19,75	4670	15,3/10,4/105	131
36	4650	15,7/10,7/108	134
93	3075	21,8/14,8/155	192

По сравнению с Томаниным и др.²⁷, результаты показывают намного меньшую скорость производства, т.е.

0,44 гPu/МВт-день и 0,19 гPu/МВт-день (наши расчеты) для топлива, обогащенного до 93 процентов. Различие вызвано предположениями о том, как много материала мишени может быть введено в исследовательский реактор и облучено в нем. Как описано выше, это количество может быть существенно различным, из-за того, что конструкции исследовательских реакторов с одной и той же тепловой мощностью часто различаются в аспектах размера решетки, количества каналов для облучения, возможности охлаждения, и т.п. Если предположить активную зону, полностью окруженную мишенями, то можно приблизительно достичь полного производства плутония в 0,45 гPu/МВт-день, близкого к значению Томанина и др. (10 дополнительных позиций мишени в рефлекторе с использованием скорости производства для топлива с обогащением в 93 процента из табл. 6).

Возможность производства плутония на исследовательских реакторах с замедлителем из тяжелой воды

В июне 2004 года Иран начал строить тяжеловодный реактор (ИР-40) с проектной тепловой мощностью 40 МВт вблизи Арака, который планируется сдать в эксплуатацию в 2013 году²⁸. Оценки возможного годового производства плутония на тяжеловодном реакторе такого размера колеблются от 8 до 12 кг/год^{29,30}. Информация об окончательных технических характеристиках реактора в Араке появляется редко, то некоторая ключевая информация об активной зоне и геометрии топлива была опубликована. Согласно этим сообщениям^{31,32}, реактор в Араке будет развернут с топливными сборками РБМК, которые могут содержать либо природный уран, либо НОУ. Высота этих связок топливных стержней равна 3,5 м и они состоят из 18 отдельных топливных штырей, которые расположены на двух концентрических окружностях вокруг заполненной газом центральной трубки. Связка окружена трубкой под давлением; внешний радиус сборки равен 4,4 см. Две связки располагаются вместе по вертикали, образуя топливную ячейку с высотой 7 м. Оболочка стержней и трубы изготовлены из сплавов циркония и ниобия. Тяжелая вода будет использоваться и для замедления, и для охлаждения. Подробные технические топливных сборок РБМК, которые будут впоследствии использованы для расчетов, приведены вместе со ссылками в табл. 7. Шаг решетки в реакторах РБМК равен 25 см. Если используется оксид природного урана, то общее содержание тяжелого металла в одной топливной сборке равно 112,4 кг. Поскольку в РБМК используются трубы под давлением, похожие на трубы в КАНДУ, вероятно, что реактор, подобный реактору в Араке, имеет возможность перезагрузки топлива без выключения.

Каждый расчет выполнялся для бесконечной решетки одиночных топливных сборок с 25 ступенями выгорания в интервале от 0 до 30,000 МВт-день/кгТМ для сценария А и от 0 до 2,800 МВт-день/кгТМ для сценария С. Кроме топлива с природным ураном, были выбраны три различных обогащения в соответствии со значениями, приведенными в табл. 3 для реакторов с тяжеловодным замедлителем.

Результаты для сценария производства А

На рис. 4 показано монотонное уменьшение реактивности ρ , которое происходит медленно при очень малых выгораниях, быстрее при средних выгораниях и снова замедляется при высоких выгораниях, характерных для реакторов с топливом из природного урана. Высокая скорость накопления расщепляющегося плутония в начале цикла вносит свой вклад в реактивность, что приводит к медленному уменьшению ρ ³³. Начальное быстрое падение ρ между двумя первыми точками данных вызвано накоплением продуктов деления, имеющих большие поперечные сечения поглощения нейтронов, подобных ксенону-135, во время первых дней работы. В конце концов реактор достигает равновесного состояния, в котором образование и удаление продуктов деления становятся равными. При выгорании в 7 400 МВт-день/тТМ реактивность становится меньше нуля. Максимальное выгорание может быть рассчитано с использованием метода, описанного в работе Дрисколла и др.³⁴ Этот метод основан на

полиномиальном приближении кривой реактивности вместо линейного приближения, обычно используемого для реакторов с легкой водой. Из-за малого размера активной зоны в последующих расчетах применяется размер партии, равный 10, что соответствует $B_d = 13,7$ МВт·день/кгТМ. Эта оценка похожа на приведенную Бинфордом³⁵, который упоминает $n = 7 - 9$ как типичное значение для исследовательских реакторов. Величина максимального выгорания довольно высока для тяжеловодного реактора, что связано с упрощенной моделью реактивности. В действительности она, вероятно, будет меньше по соображениям безопасности и необходимости поддержания положительной избыточной реактивности. Поскольку эти подробности неизвестны, для дальнейших расчетов здесь используется теоретический максимум.

Табл. 7: Проектные параметры для модели активной зоны реактора в Араке, основанные на публикациях Олбрайта^{1,2}, Мерфи³, и Ядерной регулятивной комиссии⁴.

Позиция	Параметр	Описание
Топливная таблетка	Радиус	0,575 см
	Состав	UO ₂ (ПУ, 3,5%, 6%, 19,75%)
Внутренняя топливная связка	Радиус	1,605 см
Внешняя топливная связка	Радиус	3,101 см
Топливный штырь	Внутренний радиус	0,5975 см
	Внешний радиус	0,68 см
	Оболочка	Zr 98,97%; Nb 1%; Hf 0,03%
	Заполняющий газ	He
Центральная трубка	Внутренний радиус	0,625 см
	Внешний радиус	0,75 см
	Оболочка	Zr 97,47%; Nb 2,5%; Hf 0,03%
	Содержимое	N ₂
Труба сборки под давлением	Внутренний радиус	4,0 см
	Внешний радиус	4,4 см
	Оболочка	Zr 97,45%; Nb 2,5%
Замедлитель и охладитель	-	D ₂ O

¹ D. Albright, P. Brannan, and R. Kelley, "Mysteries Deepen Over Status of Arak Reactor Project," Institute for Science and International Security, (2009), <<http://www.isisnucleariran.org/assets/pdf/ArakFuelElement.pdf>> (на 1 июня 2011 года).

² D. Albright, P. Brannan, and R. Kelley, "Update on the Arak Reactor in Iran," Institute for Science and International Security, (2009), <<http://isis-online.org/uploads/isisreports/documents/Arak Update 25 August 2009.pdf>> (на 1 июня 2011 года).

³ B. D. Murphy, "ORIGEN-ARP Cross-Section Libraries for the RBMK-1000 System," Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-2006/139, (2006).

⁴ U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Report on the Accident at the Chernobyl Nuclear Power Station," NUREG-1250, (January 1987).

Наиболее важной информацией для возможной нарушающей стороны является общее количество плутония, произведенного на данном реакторе, и длительность топливного цикла, а также его делящаяся фракция (изотопный состав). Средняя скорость производства по всему диапазону выгорания топлива с $B_d = 13,7$ МВт·день/кгТМ равна $C_B = 0,36$ г/МВт·день. Одновременно это является также скоростью производства, усредненной по всей активной зоне, потому что она состоит из многих партий с различными выгораниями. В первый год работы реактора скорость производства, очевидно, будет выше, из-за того, что вся активная зона будет состоять из свежего природного урана, а не из многих партий с различным выгоранием. Предполагая удельную мощность в 20 кВт/кг, выгорание, которое достижимо за один год, равняется $V_a = 6,6$ МВт·день/кгТМ для коэффициента использования 90 процентов. Для этих интервалов выгорания могут быть рассчитаны C , а затем и общее производство плутония. В табл. 8 содержатся результаты для годового производства плутония. При оптимальных обстоятельствах (высокий коэффициент использования и выгрузка топлива с низкой степенью выгорания) за первый год работы может быть получен выход в 6,44 кг плутония. Скорости производства в 0,49 г/МВт·день - 0,57 г/МВт·день для первого года хорошо согласуются со скоростью в 0,54 г/МВт·день, указанной IPFM для реактора КАНДУ с топливом из природного урана с выгоранием при выгрузке в 7 МВт·день/кгТМ³⁶. Величина, рассчитанная для стационарной эксплуатации предполагает большее выгорание при выгрузке и поэтому будет меньше. Если реактор работает в течение более длительного периода с периодической заменой топливных сборок, то более реалистичной скоростью производства будет 3,94 кг/год, что является значением для среднего коэффициента загрузки и C , усредненной по всему топливному циклу.

Табл. 8: Среднее количество плутония, производимого в топливных сборках тяжеловодного реактора в Араке за год.

Коэффициент использования (%)	Первый год работы (кг/год)	Стационарная работа ($C = 0,36$ /МВт·день) (кг/год)
60	5,00 ($C = 0,57$ /МВт·день)	3,15
75	5,80 ($C = 0,53$ /МВт·день)	3,94
90	6,44 ($C = 0,49$ /МВт·день)	4,73

Примечание: во втором столбце показано производство за первый год работы, когда вся активная зона состоит из свежего топлива с природным ураном (для определения достижимой за один год степени выгорания предполагается удельная мощность 20 кВт/кг, что само по себе влияет на скорость производства C). В третьем столбце приведена годовая скорость производства при стационарных условиях.

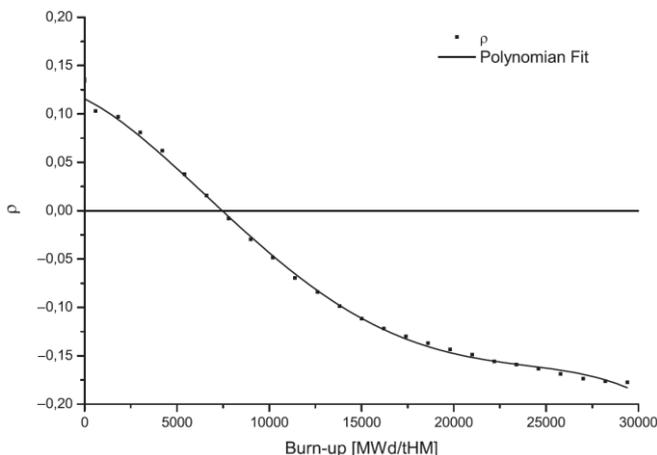


Рис. 4: Реактивность в зависимости от выгорания для модели топливной ячейки тяжеловодного реактора в Араке. Коэффициенты аппроксимирующего полинома равны: $\rho_0 = 0,116$, $A_1 = -9,60 \cdot 10^{-6}$, $A_2 = -1,38 \cdot 10^{-9}$, $A_3 = -8,92 \cdot 10^{-14}$, $A_4 = -1,46 \cdot 10^{-18}$.

Эти результаты приводят к существенно меньшей возможности производства по сравнению с теми, которые можно найти в цитированных выше ссылках, которые оценивают максимальную производительность в 8 - 12 кг/год. Различия можно объяснить двумя способами. Во-первых, оператор может увеличить производство более частой заменой топлива, и таим образом использовать более высокую скорость производства при очень низком выгорании. Этот вопрос будет исследован далее в сценарии C , поскольку анализируемый здесь сценарий A предполагает нормальную работу реактора без любых стимулов к такой частой замене топлива. Во-вторых, значения из цитированной выше литературы являются только грубыми оценками верхнего предела возможностей производства на тяжеловодном исследовательском реакторе мощностью в 40 МВт в целом. Неизвестно, какие были сделаны предположения, и поэтому эти оценки имеют ограниченную надежность. Кроме того, конструкция реактора в Араке может быть отличной от той, которая предполагалась в литературе, что приведет, следовательно, к другим скоростям производства. В заключение, расхождения, обнаруженные между представленными здесь расчетами и данными из литературы, не опровергают полученных результатов.

Если вместо топлива с природным ураном использу-

ется топливо с НОУ, то скорости производства уменьшаются соответственно обогащению топлива. В табл. 9 показаны скорости производства плутония для трех различных обогащений (3,5, 6 и 19,75 процентов). Самая высокая скорость производства достигается для топлива, обогащенного до 3,5 процентов. При типичном выгорании при выгрузке в 50 процентов скорость производства равна 0,23 г/МВт-день, что составляет меньше половины скорости, возможной для топлива с природным ураном.

Табл. 9: Скорости производства плутония (в граммах Pu/МВт-день) для сценария А и топлива с НОУ.

Обогащение (в % U-235)	Производство при 40% выгорании	Производство при 50% выгорании	Производство при 60% выгорании
3,5	0,35	0,23	0,22
6	0,18	0,17	0,16
19,75	0,0014	0,0013	0,0013

Результаты для сценария производства С

Для того, чтобы повысить точность расчета скоростей производства плутония при низком выгорании с топливом из природного урана, выбираются меньшие интервалы выгорания (90 МВт-день/кгТМ вместо 1200 МВт-день/кгТМ в предыдущих расчетах). Максимальное выгорание, требующееся для обеспечения оружейного качества материала примерно равно 1330 МВт-день/кг. Эта величина кажется разумной: Олбрайт предполагал величину в 1000 МВт-день/кг для производства плутония оружейного качества на тяжеловодном реакторе³⁷. С определялось в интервалах низкого (0 - 250 МВт-день/кг, делящаяся фракция > 98 процентов) и среднего (0 - 500 МВт-день/кг, делящаяся фракция > 97 процентов) выгорания, так же как и для полного периода облучения. При умеренном коэффициенте использования и С, усредненном до максимального выгорания, ежегодно может производиться 7,9 кг плутония (см. табл. 10). При высоком коэффициенте использования и очень низком выгорании (соответствующем примерно 1,5%-ом содержанию неделящихся изотопов) реактор будет способен производить 10,4 кг в год. Эти значения примерно согласуются с нижним пределом оценки производственной мощности реактора в Араке, найденной в литературе (8 - 12 кг в год). Аналогично, скорость производства в 0,72 - 0,79 г/МВт-день согласуется с данными IFPM для тяжеловодных реакторов (0,78 г/МВт-день)³⁸.

Табл. 10: Ежегодное производство плутония (в кг/год) на реакторе в Араке. Низкое выгорание 250 МВт-день/кгТМ; среднее выгорание 500 МВт-день/кгТМ; максимальное выгорание для оружейного качества 1330 МВт-день/кгТМ.

Коэффициент использования (%)	Низкое выгорание	Среднее выгорание	Максимальное выгорание
60	6,92	6,75	6,31
75	8,65	8,43	7,88
90	10,4	10,1	9,46

Возможности производства в странах, не входящих в Приложение II ДВЗЯИ

В контексте ядерного нераспространения целесообразно отмечать статус страны в Договоре о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний (ДВЗЯИ). Этот договор запрещает ядерные испытания, представляет глобальную систему верификации, и рассматривается как важнейший этап в современном режиме ядерного нераспространения³⁹. Он еще не вступил в силу, поскольку положение, требующее, чтобы все 44 страны, перечисленные в Приложении II к договору, ратифицировали его, не выполнено. Эти так называемые страны из Приложения II определяются как участники конференции по разоружению 1996 года, которые формально участвовали в переговорах по ДВЗЯИ, и в 1996 году имели энергетические или исследовательские реакторы. Намерением этого положения была гарантия универсальности договора среди группы стран, которые теоретически обладали возможностью производства расщепляющихся материала

лов перед тем, как договор действительно станет юридически обязывающим. Но согласно представленным здесь результатам анализа, не все государства, сегодня обладающие исследовательскими реакторами, включены в перечень Приложения II. К ним относятся: Республика Чехия, Греция, Иордания, Казахстан, Ливия, Марокко, Тайвань, Таиланд и Узбекистан. Реактор в Марокко достиг критичности в 2007 году, а реактор JRTR в Иордании еще не построен, но остальные семь государств реально обладали исследовательскими реакторами в 1996 году.

Табл. 11: Производство плутония (в г/год) на гражданских исследовательских реакторах с мощностью более 1 МВт в неядерных государствах и фактических ядерных государствах.

Страна	Название установки	Производство Pu в топливе	Производство Pu в мишенях из ПУ
Алжир	ES-SALAM	944	2960
Аргентина	RA-3	261	359
Австралия	OPAL	522	717
Бангладеш	TRIGA MK II	78,0	108
Бельгия	BR-2	141	5250
Бразилия	IEA-R1	130	179
Болгария	IRT-SOFIA	53	72
Канада	NRU, MNR	126	26708
Чили	RECH-1, 2	182	251
Чешская республика	LVR-15 REZ	165	368
Египет	ETRR-1, 2	626	860
Германия	BER-II	261	359
Греция	GRR-1	130	179
Венгрия	Budapest RR	261	359
Индия	CIRUS, DHRUVA	27580	27580
Индонезия	Bandung, GA SIWABESSY	834	1152
Иран	TRR, IR-40*	4070	8059
Израиль	IRR-1	7	262
Япония	JRR3M, KUR, JRR4, JMTR	2043	2811
Иордания	JRTR*	130	179
Казахстан	VVRK, EWG1	148	2061
КНДР	IRT-DPRK	209	287
Республика Корея	HANARO	11	5930
Ливия	IRT-1	261	359
Марокко	MA-R1	52	72
Нидерланды	HOR, HFR	1222	1682
Норвегия	HBWR, JEEP II	1057	4330
Пакистан	PARR-1	261	359
Перу	RP-10	261	359
Польша	MARIA	782	1080
Румыния	PITESHTI	365	502
Южная Африка	SAFARI-1	522	717
Тайвань	THOR	52	72
Таиланд	TRR-1/M1	52	72
Украина	VVR-M KIEV	261	359
Узбекистан	TASHKENT	261	359

Примечание: Предполагался коэффициент использования 75 процентов и выбиралась скорость производства плутония, соответствующая выгоранию 50 процентов урана-235. В третьем столбце показано годовое производство в топливе реактора при нормальной эксплуатации (сценарий А), в четвертом столбце представлена возможность производства в мишенях из природного урана (сценарий В). Немецкий реактор FRM II не включен из-за нестандартной конструкции его активной зоны.
* Временно выключен.

* Строится.

Причина, по которой они не были включены перечень Приложения II ДВЗЯИ, является чисто политической: они не были участниками конференции по разоружению 1998 года, а были только наблюдателями на переговорах. В табл. 11 показано, что ни одно из государств, не входящих в перечень Приложения II, не обладает возможностями производства плутония, которые могли бы стать источниками опасения (все менее 0,5 кг/год). Поэтому намерение Приложения II к договору в целом не является подорванным. Единственным исключением является Казахстан с возможностью производства 2 кг/год

на двух реакторах. Это является единственным случаем, в котором первоначальное намерение конференции по разоружению гарантировать, чтобы все страны с существующими возможностями производства ядерных материалов были частью договора перед тем, как он вступит в силу, было подорвано. Тем не менее, следует отметить, что все эти страны, за исключением Таиланда, уже ратифицировали договор⁴⁰.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представленные здесь результаты предоставляют прозрачную базу данных по глобальному производству плутония в гражданских исследовательских реакторах. Она может служить источником базовой технической информации для оценки ядерных возможностей страны.

Используя рассчитанные здесь скорости производства плутония, можно оценить возможности производства плутония в гражданских исследовательских реакторах во всем мире (с отмеченными ранее ограничениями применимости). Табл. 11 предоставляет такой обзор для всех реакторов с замедлителем из обычной и тяжелой воды в неядерных государствах и фактических ядерных государствах. Для всех расчетов предполагается средний коэффициент использования в 75 процентов (что соответствует 274 полным дням работы реактора за год), также как и обогащение топлива, как это указано в табл. 3. Согласно этим расчетам, 40 реакторов с обычной водой производят около 10,7 кг в год в их обычном режиме эксплуатации (сценарий А). Две самых больших установки (HFR в Нидерландах и JMTR в Японии) фактически способны производить более 1 кг/год, но медиана распределения составляет всего 136 г/год, а третий квартиль равен 261 г/год. Эта скорость может быть удвоена в случае производства оружейного материала в мишенях из природного урана (22,1 кг в год, сценарий В). Естественно, последнее является только теоретическим представлением идеи о всемирном производстве плутония, без большого соответствия реальности, поскольку не все рассматриваемые государства смогут одновременно начать производство плутония. В этом случае реакторы в Бельгии, Индонезии, Казахстане и Польше превосходят порог в 1 кг/год, но все еще 50 процентов реакторов будут способны производить менее 180 г/год. Реактор JMTR в Японии обладает наибольшей скоростью производства плутония в топливе (1,3 кг/год), а наивысшей возможностью производства в мишенях обладает реактор BR-2 в Бельгии (5,2 кг/год).

Реакторы с тяжеловодным замедлителем способны производить намного больше плутония. Общее годовое производство плутония в неядерных государствах в обычном топливе (сценарий А) равно 33,6 кг, а медиана распределения составляет примерно 940 г/год. Эти реакторы имеют возможность производить существенно больше оружейного материала. В сценарии С медиана возрастает до 6,9 кг/год, а третий квартиль - до 10,8 кг/год. Иран, чей реактор является представительной моделью, будет способен производить около 1 СК в год (7,9 кг/год). Для этих расчетов предполагался коэффициент использования в 75 процентов, и в них включены реактор CIRUS в Индии (недавно выключенный) и Арак в Иране (строящийся). Реактор с наибольшей скоростью производства плутония в топливе расположен в Индии (DHRUVA, 19,7 кг/год), а наивысшей возможностью производства в сценарии С обладает канадский реактор NRU (26,6 кг/год).

Практика МАГАТЭ концентрировать свои гарантии на исследовательских реакторах с тепловой мощностью более 25 МВт кажется довольно осторожной в отношении рассчитанных здесь результатов. Реактору РИМ с такой мощностью с топливом из НОУ (обогащение 19,75 процентов) и мишенями из природного урана при коэффициенте использования в 75 процентов потребуется около 9 лет для производства одного СК материала оружейного качества (сценарий В). Для тяжеловодного реактора ситуация изменяется драматически; ему потребуется всего около 1,6 года для одного СК, если все топливо реактора изготовлено из природного урана (сценарий С, коэффициент использования 75 процентов, предполагается максимальное выгорание для материала оружейного качества). В этом случае критерий МАГАТЭ о том, что реактор должен быть способен производить одно СК в течение

одного года работы для оправдания дополнительных гарантий, все еще не нарушается.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. International Panel on Fissile Materials, *Global Fissile Material Report 2010*, Princeton (2010) and International Panel on Fissile Materials, *Global Fissile Material Report 2011*, Princeton (2011). Panel on Fissile Materials, *Global Fissile Material Report 2011*, Princeton (2011).
2. В этой работе признанные ядерные державы определяются в соответствии с договором о нераспространении (Китай, Франция, Российская Федерация, Великобритания, США), фактические ядерные государства как Индия, Северная Корея и Пакистан, и неядерные государства как все остальные страны. Израиль официально не объявлял своего статуса, но многие считают, что он обладает ядерным оружием. Поэтому Израиль относится к категории фактических ядерных государств, с оговоркой, что его статус остается неопределенным.
3. International Atomic Energy Agency, "Research Reactor Database," (2011), <<http://nucleus.iaea.org/RRDB/>> (на 1 июня 2011 года).
4. G. Zuccaro-Labelarte, and R. Fagerholm, "Safeguards at Research Reactors: Current Practices, Future Directions," *IAEA Bulletin* 4(1996): 20–24.
5. F. T. Binford, "Diversion Assumptions for High-Powered Research Reactors," Oak Ridge National Laboratory, ISP C-50 Phase I (1984).
6. См. ссылку [4].
7. M. M. Miller, and C. A. Eberhard, "The Potential for Upgrading Safeguards Procedures at Research Reactors Fuelled with Highly Enriched Uranium," Massachusetts Institute of Technology (1982).
8. U.S. Department of Energy, "Plutonium: The First 50 Years. United States Plutonium Production, Acquisition, and Utilization from 1944 through 1994," DOE/DP-0137, (1996).
9. J. C. Mark, "Explosive Properties of Reactor Grade Plutonium," *Science and Global Security*, 4(1993): 111–128.
10. "50-Yr Old Research N-Reactor CIRUS Shut Down," Outlook India, 31 December 2010, news.outlookindia.com/items.aspx?artid=706959.
11. См. ссылку [1].
12. Oak Ridge National Laboratory, *SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*, ORNL/TM-2005/39 (2009).
13. D. Bodansky, *Nuclear Energy: Principles, Practices and Prospects* (New York: Springer, 2004).
14. J. R. Larmash, and A. J. Baratta, *Introduction to Nuclear Engineering* (Prentice Hall, 2001).
15. Предположения для КАНДУ: шаг решетки (квадратной) 28,6 см; радиус топливного стержня 0,605 см; 37 стержней в сборке. Предположения для НРУ: шаг решетки (шестиугольной) 19,7 см; радиус топливного стержня 0,548 см; один стержень на сборку.
16. International Atomic Energy Agency, *Research Reactor Core Conversion from the use of Highly Enriched Uranium to the use of Low Enriched Uranium Fuels Guidebook*, TECDOC-233, (Vienna: IAEA, 1980).
17. См. ссылку [16].
18. См. ссылку [5].
19. См. ссылку [7].
20. Там же.
21. См. ссылку [7].
22. Например, скорость производства при 60%-ом выгорании для топлива с НОУ равна 89 мг Pu/МВт-день по сравнению с 100 мг Pu/МВт-день, приведенными в A. Glaser, "On the Proliferation Potential of Uranium Fuel for Research Reactors at Various Enrichment Levels," *Science and Global Security*, 14(2006): 1–24. Однако, детальное сравнение невозможно из-за того, что расчеты Глэзера предполагают другую плотность урана в топливе (0,948 грамма U/cm³ для всех уровней обогащения).
23. См. ссылку [5].
24. См. ссылку [16].
25. См. ссылку [7].
26. Там же.
27. A. Tomanin, P. Peerani, and G. Janssens-Maenhout, "Pu-Breeding Feasibility in Irradiation Channels of Research Reactors," in: *Proceedings of the IAEA Safeguards Sympo-*

sium 2010, International Atomic Energy Agency, IAEA-CN-184/15 (2010).

28. См., например: International Atomic Energy Agency, "Implementation of the NPT Safeguards Agreement and Relevant Provisions of Security Council Resolutions in the Islamic Republic of Iran," GOV/2010/62, (23 November 2010).

29. GlobalSecurity, "Arak Iran Nuclear Research Reactor (IR-40)," GlobalSecurity.org, (2011), <<http://www.globalsecurity.org/wmd/world/iran/arak-nrr.htm>> (на 1 июня 2011 г.).

30. R. Prasad and J. M. Parillo, "Iran's Programs to Produce Plutonium and Enriched Uranium," Carnegie Endowment for International Peace, (2006), <[http://www.carnegieendowment.org/static/npp/Iran fact sheet.pdf](http://www.carnegieendowment.org/static/npp/Iran%20fact%20sheet.pdf)> (на 1 июня 2011 г.).

31. D. Albright, P. Brannan, and R. Kelley, "Mysteries Deepen Over Status of Arak Reactor Project," Institute for Science and International Security, (2009), <<http://www.isisnucleariran.org/assets/pdf/ArakFuelElement.pdf>> (на 1 июня 2011 г.).

32. D. Albright, P. Brannan, and R. Kelley, "Update on the Arak Reactor in Iran," Institute for Science and International Security, (2009), <[http://isis-online.org/uploads/isisreports/documents/Arak Update 25 August2009.pdf](http://isis-online.org/uploads/isisreports/documents/Arak%20Update%2025%20August2009.pdf)> (на 1 июня 2011 г.).

33. M. J. Driscoll, T. J. Downar, and E. E. Pilat, *The Linear Reactivity Model for Nuclear Fuel Management* (La Grange Park: American Nuclear Society, 1990).

34. Если оператор захочет использовать топливо так экономно, как это возможно, то ему надо будет рассмотреть стратегию управления топливом в активной зоне, такую, как схему перезагрузки топлива, для того, чтобы поддерживать "колебания реактивности" (возможную избыточную реактивность активной зоны) настолько низкими, насколько это возможно. Поэтому стратегия перезагрузки топлива будет включаться в расчеты выгорания при разгрузке, как это описано ниже (согласно [33]).

Если активная зона реактора делится на n партий, то после каждого цикла перезагрузки топлива будет удаляться $1/n$ часть активной зоны. Если у реактора предусмотрен режим перезагрузки без отключения, как для, возможно, реактора в Араке, эту стратегию можно будет широко использовать. Для реактора с обычной водой реактивность ρ в хорошем приближении является линейной функцией от выгорания. Тогда для расчетов вариантов перезагрузки используется так называемая модель линейной реактивности:

$$\rho(B) = \rho_0 - A \cdot B,$$

где B - выгорание и ρ_0 - экстраполированная начальная реактивность свежего топлива после того, как насыщение продуктов деления придет к равновесию. В случае тяжелых реакторов, подобных реактору в Араке, реактивность не показывает такой линейной зависимости. Для определения выгорания в цикле B_c в зависимости от количества партий n используется нелинейное приближение. Предположим, что нелинейная кривая реактивности $\rho(B)$ может быть аппроксимирована полиномом такой формы:

$$\rho(B) = \rho_0 + A_1 B + A_2 B^2 + A_3 B^3 + A_4 B^4.$$

Активная зона реактора состоит из n партий топлива. При каждой перезагрузке топлива ("цикл") партия с наибольшим выгоранием вынимается и устанавливается новая партия свежего топлива. Если выгорание в одном цикле равно B_c , то выгорание при разгрузке будет равно:

$$B_d = n \cdot B_c.$$

Реактивность для партии j , которая находилась в активной зоне в течение j циклов, дается выражением:

$$\rho_j(B) = \rho_0 + A_1 B_j + A_2 (B_j)^2 + A_3 (B_j)^3 + A_4 (B_j)^4.$$

Реактивность для всей зоны можно оценить расчетов суммы по всем партиям, находящимся в активной зоне, и приравняв получающееся выражение нулю:

$$\sum_{j=1}^n \rho_j(B) = n\rho_0 + A_1 B_c \sum_{j=1}^n j + A_2 B_c^2 \sum_{j=1}^n j^2 + A_3 B_c^3 \sum_{j=1}^n j^3 + A_4 B_c^4 \sum_{j=1}^n j^4 = 0$$

Для расчета сумм по j могут быть использованы формулы суммирования. Затем из уравнения может быть численно определена величина B_c . Теоретическое предельное значение для B_d достигается при $n = \infty$ и оно равно выражению:

$$\int_0^{B_d} \rho(B) = 0$$

Эта модель позволяет определить приближенное значение для B_d , но в ней делаются определенные упрощения: предполагается, что реактивность одинакова для всей зоны и что на схему перегрузки не влияют экономические или эксплуатационные аспекты, относящиеся к топливному циклу или исследовательским целям. Поскольку такая информация недоступна, эти упрощения были приняты. Для реальных реакторов количество партий, конечно, будет ограничено, и максимумом будет число наименьших отдельных блоков, которые могут заменяться (например, топливных сборок). Для реактора в Араке эта величина будет равна отношению массы активной зоны (5 т) к массе топливной сборки (122,4 кг), или 41. Но другие ограничения, такие, как обслуживание, ограничения реактивности, накладываемые предписаниями по безопасности, экспериментальная программа, и экономические соображения, будут еще больше уменьшать величину n .

35. См. ссылку [5].

36. См. ссылку [1].

37. D. Albright, F. Berkhout, and W. Walker, *Plutonium and Highly Enriched Uranium 1996: World Inventories, Capabilities and Policies*, (Oxford University Press Inc., 1997).

38. См. ссылку [1].

39. Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний, 1996.

40. Preparatory Commission for the Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization, *Status of Signature and Ratification*, <<http://www.ctbto.org/the-treaty/status-of-signature-and-ratification/?Fsize=a>> (accessed 1 June 2011).

41. См. ссылку [16].