

ЯДЕРНАЯ АРХЕОЛОГИЯ ДЛЯ РАСПОЗНАВАНИЯ РЕЖИМОВ ПРОИЗВОДСТВА ПЛУТОНИЯ И ТРИТИЯ В ТЯЖЕЛОВОДНЫХ РЕАКТОРАХ

Жюльен де Труйю де Ланверсан, Малте Геттше и Александр Глезер

АННОТАЦИЯ

Для определения истории производства плутония в специализированных ядерных реакторах было предложено несколько методов ядерной археологии. Эти методы опираются на сбор образцов материалов конструкции активной зоны реактора или специально разработанных контрольных маркеров для изучения подходящих изотопных соотношений и определения количества произведенного плутония. Однако, некоторые промышленные реакторы могут производить изотопы, отличающиеся от плутония, такие, как тритий. Если реактор объявляется как производящий тритий, то важно подтвердить, что он на самом деле производил тритий, а не плутоний. В этой статье мы рассмотрим, как различия изотопных соотношений могут быть использованы для распознавания режимов производства плутония и трития. Мы представим результаты моделирования решеток реакторов, похожих на промышленные реакторы на тяжелой воде на площадке Саванна-Ривер, и покажем, что такие элементы, как гафний и вольфрам, могут помочь обнаружить необъявленное производство плутония.

Авторы статьи работают в Программе науки и всеобщей безопасности Принстонского университета, Принстон, Нью-Джерси, США.

Малте Геттше работает также в магистратуре AICES и физическом институте IIB RTWH Аахенского университета, Аахен, Германия.

Почтовый адрес для корреспонденции: Julien de Troillioud de Lanversin, Program on Science and Global Security, Princeton University, Princeton, NJ 08542, USA.

Адрес электронной почты: jtdtl@exchange.Princeton.EDU

ВВЕДЕНИЕ

Производство трития в разных странах

В то время как производство расщепляющихся материалов в неядерных странах поставлено под международные гарантии, а в странах, обладающих ядерным оружием, оно может быть верифицировано по требованиям будущего Договора о запрещении производства расщепляющихся материалов, производство других нуклидов, таких, как тритий, обычно не контролируется и не ограничивается. Тритий ускоряет взрывную цепную реакцию деления в первой ступени ядерного оружия, и он должен регулярно пополняться из-за его короткого периода полураспада в 12,3 года. Имеются также некоторые гражданские применения, такие, как появление реакторов синтеза, которые могут потребовать значительного увеличения глобального производства трития¹. Хотя имеются различные технологии и методы производства трития, страны исторически опираются на два основных подхода: выделение трития из тяжелой воды и облучение литиевых мишеней нейтронным потоком ядерного реактора. Выделяемый из тяжелой воды тритий образуется при поглощении нейтрона дейтерием. При экспозиции литиевых мишеней в ядерном реакторе тритий образуется в реакции расщепления лития-6 на гелий-4 и тритий при поглощении нейтрона. Экспозиция литиевых мишеней в нейтронном потоке ядерного реактора особенно эффективна в реакторах с тяжеловодным замедлителем из-за меньшего поперечного сечения паразитного поглощения нейтронов по сравнению с легкой водой². Эта стратегия тяжеловодных реакторов применялась в Соединенных Штатах (реакторы на площадке Саванна Ривер), России (реактор Людмила ЛФ-2 на площадке Маяк), Франции (Celestin I и II) и Израиле (реактор Димона)³. Великобритания импортировала тритий из Соединенных Штатов и производила свой собственный тритий на реакторах с графитовым замедлителем (MAGNOX), которые сейчас выключены⁴. В Китае для производства трития до середины 1980-х годов также

использовались реакторы с графитовым замедлителем (реакторы в Цзюцзуане и Гуаньюане). Индия и Пакистан производили тритий по методу выделения из тяжелой воды, используемой для замедления и охлаждения⁵. Имеются и другие способы производства, но они менее эффективны⁶.

Текущая стратегия производства трития в Соединенных Штатах основана на размещении производящих тритий стержней с выгорающим поглотителем на основе лития (TPBAR) в реакторах с водой под давлением⁷. Россия продолжает использовать для производства трития реактор на тяжелой воде «Людмила», а также реактор на легкой воде «Руслан»⁸. Франция планирует производить тритий на военно-морском испытательном реакторе с водой под давлением «Реактор для наземных испытаний (RES)», в настоящее время строящемся в Кадараше⁹. Китай может извлекать тритий из двух своих реакторов CANDU¹⁰. Северная Корея может производить тритий на своем реакторе мощностью 5 МВт (эл.) с графитовым замедлителем, или на своем исследовательском реакторе ИРТ с легководным замедлителем на площадке в Йонбене¹¹. Не известно никаких изменений в способах производства в Индии, Пакистане и Израиле.

Таблица 1. Ежегодные требования по тритию для поддержания ядерных арсеналов в странах, обладающих ядерным оружием (в граммах, активный арсенал – в боеголовках).

	США	Россия	Франция	Китай	Британия	Пакистан	Индия	Израиль	КНДР
Активный арсенал ¹⁴	4480	4300	300	270	215	130	120	80	10-30 ¹⁵
Оценка DSB Task Force	1700	1600	110	100	80	50	45	30	5-10
Верхний предел RDD-8	4900	4700	330	300	230	140	130	90	15-30

В таблице 1 приводятся оценки требований по тритию для всех стран, обладающих ядерным оружием, основанные на величине их текущих ядерных арсеналов, включая ежегодные объемы производства, необходимые для восполнения потерь из-за распада трития в резервуарах. Оценка количества трития, требуемого для одной боеголовки, основана на двух американских источниках: докладе специальной комиссии Научного комитета Министерства обороны 1999 года, из которого следует, что на одну боеголовку приходится около 7 г трития, и отчета по рассекречиванию ограничиваемых данных (RDD-8), в котором указывается верхний предел в 20 г на боеголовку¹². В таблице 2 показаны реальные текущие производственные мощности пяти ядерных держав, обозначенных в Договоре о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО). Для производства в США мы приводим три цифры: оценку производства на реакторе Watts Bar Unit 1 в 2018 году, и для двух возможных стратегий производства, которые могут быть выбраны США в 2025 году. Хотя два прогноза на 2025 год согласуются с оцениваемыми ежегодными потребностями для поддержки сегодняшнего арсенала США, текущее производство трития намного ниже этих потребностей, что объясняется тем фактом, что Соединенные Штаты в настоящее время опираются на резерв трития¹³. В случае России мы показываем максимальную производительность, потому что информация о производственных мощностях и программе производства на двух российских реакторах менее доступна. В Приложении А приведена сводка оценок производства во Франции, но ее следует рассматривать как теоретический верхний предел производства трития во Франции, и поэтому он превышает значения, приведенные в таблице 1. Оценка производства трития на двух китайских реакторах CANDU также находится в диапазоне требований для поддержки современного ядерного арсенала. Великобритания, по-видимому, приобретает тритий у Соединенных Штатов по Соглашению 1958 года по взаимной обороне США и Великобритании, поскольку все ее промышленные реакторы MAGNOX выключены.

Таблица 2. Годовое производство трития в пяти ядерных державах, обозначенных в Договоре о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО).

	США	Россия	Франция ¹⁷	Китай	Британия
Тип реактора	1–2 PWR (по 1,2 ГВт)	1 PWR (1 ГВт) 1 HWR (1 ГВт)	1 PWR 150 МВт	2 CANDU по 728 МВт (эл.)	Покупка у США
Годовое производство трития	950 г (2018) ¹⁸ 1900 г (2025) ¹⁹ 3200 г (2025) ²⁰	4000 г ²¹	380 г ²²	190 г ²³	–

Необходимость верификации отсутствия производства плутония в предыдущей деятельности

Практически любой тип промышленного реактора может производить как тритий, так и плутоний, и применялся для этих целей. Например, в реакторах на тяжелой воде возбуждающие топливные стержни с высокообогащенным ураном могут предоставить нейтронный поток для облучения стержней-мишеней либо с литием

(для производства трития), либо с природным или обедненным ураном (для производства плутония). Поэтому государства в будущем могут секретно производить плутоний и пытаться избежать обнаружения другими государствами объявлением производства трития или других не ограниченных изотопов. В отношении прошлого государства также могут вводить в заблуждение другие государства в том, что они произвели больше трития, чем это было на самом деле, скрывая производство плутония в прошлом и запасы избыточного плутония.

Рутинные инспекции по Соглашениям о всеобъемлющих гарантиях с МАГАТЭ могут обнаружить вводящие в заблуждение действия тогда, когда они происходят. В неядерных государствах МАГАТЭ осуществляет гарантии на всех реакторах, включая исследовательские реакторы, которые были заявлены как реакторы, производящие изотопы, отличающиеся от ядерных материалов. В реакторах с уровнями мощности выше 25 МВт (тепл.) МАГАТЭ верифицирует отсутствие урановых мишеней для производства плутония, используя методы, такие, как верификация физических запасов, сдерживание и наблюдение²⁴. В особенности, МАГАТЭ верифицирует, что необъявленные делящиеся материалы никогда не вносились в активную зону реактора и не извлекались из нее²⁵.

Стандарт верификации будущего Договора о прекращении производства расщепляющихся материалов (ФМСТ) может быть ниже, чем у современных Соглашений о всеобъемлющих гарантиях. Договор ФМСТ должен будет, как минимум, запрещать производство расщепляющихся материалов для ядерного оружия, в том числе и в государствах, обладающих таким оружием. В то время, как производство необлученных материалов непосредственного использования должно быть верифицировано (например, выделение плутония или обогащение урана), не имеется единого мнения в отношении предшествующих стадий процесса. Это относится к деятельности по топливному циклу, предшествующей работе на предприятиях обогащения и переработки, например, верификации производства плутония в реакторах, то есть до выделения плутония из отработавшего топлива. В противовес ограничению верификации необлученных материалов непосредственного использования на объявленных перерабатывающих предприятиях, верификация на предшествующих стадиях будет обнаруживать произведенный плутоний, который может выделяться на необъявленных предприятиях²⁶. Существует понимание важности верификации отсутствия производства плутония на реакторах, подотчетных Договору ФМСТ, включая те, которые были объявлены как не производящие плутоний²⁷.

В случае верификации предшествующих стадий, которая включает верификацию реакторов, производящих тритий в облучаемых мишенях, верификация отсутствия производства плутония по Договору ФМСТ должна базироваться на методах, используемых МАГАТЭ в настоящее время. Если такие всеобъемлющие мероприятия по верификации, которые предоставляют самый высокий уровень уверенности, не будут согласованы в контексте Договора ФМСТ, то надо будет предусмотреть менее интрузивные мероприятия, которые также смогут обеспечить доверие. Аналогичные подходы могут оказаться возможными в государствах, обладающих ядерным оружием, и в отсутствие Договора ФМСТ, если они согласятся на ограниченный мониторинг в качестве меры обеспечения прозрачности.

Ядерная археология

Различение производства плутония от других режимов производства относится не только к будущей деятельности по верификации происходящего в настоящее время производства посредством рутинных инспекций, но также и к верификации прошлого производства расщепляющихся материалов. Ядерная археология реконструирует историю производства расщепляющихся материалов в государстве. Этот метод может существенно усилить мероприятия по верификации полноты деклараций расщепляющихся материалов и гарантировать, что государство не произвело больше расщепляющихся материалов, чем оно объявило в части соглашения по контролю над вооружениями. Например, МАГАТЭ по всеобъемлющим гарантиям (INFCIRC/153) применяет гарантии ко всем источникам специальных расщепляющихся материалов в мирной ядерной деятельности для верификации того, что эти материалы не были отвлечены для ядерного оружия или ядерных взрывных устройств. Однако, инструменты верификации по INFCIRC/153 не достаточны для того, чтобы обнаружить незаявленные материалы и деятельность. В 1997 году Дополнительный протокол усилил систему верификации. Гарантии МАГАТЭ не предусматривают явным образом методы ядерной археологии. Тем не менее, МАГАТЭ приобрело определенный опыт в этом отношении от ее верификационной деятельности после того, как в 1991 году Южная Африка присоединилась к Договору о нераспространении ядерного оружия²⁸.

Новое мероприятие для различения режимов производства, как происходящего в настоящее время, так и в прошлом, может быть основано на методах, которые, в ограниченной степени, были разработаны в контексте ядерной археологии. Эти методы заключаются в измерении изотопных отношений в образцах, взятых на ядерной установке (например, непосредственно из активной зоны) для того, чтобы найти величину полного произ-

водства расщепляющихся материалов, что часто так же требует моделирования будущих операций на установке²⁹. В случае промышленных реакторов с графитовым замедлителем метод под названием GIRM (Graphite Isotopic Ratio Method – метод изотопного отношения в графите) опирается на изотопные отношения, измеренные в образцах графитового замедлителя для получения нейтронного потока и на расчет производства плутония за все время работы³⁰. Для реакторов, в которых в качестве замедлителя используется тяжелая вода, были предложены аналогичные методы, основанные на расследовании с анализом конструкционных материалов³¹.

В данной статье исследуется потенциал измерения изотопных отношений в образцах для распознавания различных режимов работы реактора. Анализ в первую очередь направлен на различие производства плутония и производства трития, но он также может иметь отношение к идентификации производства изотопов, отличающихся от трития. В будущем в активную зону реактора могут быть помещены специально разработанные маркеры для рутинной верификации операций реактора. Для верификации прошлого производства расщепляющихся материалов должны быть идентифицированы подходящие конструкционные материалы из активной зоны реактора. В этой статье рассматриваются реакторы с тяжелой водой из-за их значимости в прошлом и современном производстве изотопа, но предлагаемая методика может также быть применима и к другим типам реакторов³².

Ядерная археология для аутентификации режима производства

В предлагаемом нами методе предполагается, что спектр нейтронного потока в активной зоне изменяется, когда владелец реактора тайно изменяет режим производства. Это изменение нейтронного спектра в свою очередь влияет на скорости реакции с определенными изотопами, поскольку изменяются усредненные по спектру (одно-групповые) микроскопические поперечные сечения. Отношения этих изотопов будут поэтому отличаться от тех, которые следует ожидать в случае эксплуатации реактора в заявленном режиме. Изучение различия между отношениями, рассчитанными для объявленной кампании, и реально измеренными отношениями могут потенциально позволить инспекторам обнаружить любое отклонение от объявленной истории производства. Поскольку эти отношения используются для идентификации истории производства на основе режимов производства (плутония или трития), мы назовем их отношениями режимов. Различие в уровне полного потока также приведет к изменению этих отношений режимов со временем. Тем не менее, при оценке всех результатов в зависимости от флюенса (интеграла потока по времени), а не от времени, наш метод станет независимым от уровня полного потока.

Для определения типов изотопов, которые следует использовать в отношениях режимов для того, чтобы различия в спектрах нейтронов стали обнаружимыми, мы рассмотрим зависимость микроскопического одно-группового поперечного сечения от спектра нейтронов $\phi(E)$:

$$\begin{cases} \sigma = \frac{1}{\phi} \int \sigma(E)\phi(E)dE \\ \phi = \int \phi(E)dE \end{cases}$$

Важно отметить, что даже если спектры нейтронов в двух системах различны, одно-групповые поперечные сечения не обязательно могут отражать такое различие. Зависящее от энергии поперечное сечение $\sigma(E)$ может быть большим в областях, где оба спектра аналогичны, и малым в тех областях, где спектры различны. Получение одно-групповых сечений, которые различны из-за различия в спектрах нейтронов, требует умножения спектра нейтронов на поперечное сечение, которое будет усиливать влияние областей различий. Мы можем определить перечень желательных особенностей для изотопов для отношений режимов:

- Изотопы должны быть либо стабильными, либо с длительным периодом полураспада (по крайней мере порядка сотен лет), чтобы изменение их отношений происходило только с изменением флюенса.
- Изотопы, рассматриваемые для отношения, должны быть изотопами одного и того же элемента. Кроме того, они не должны образовываться изотопами других элементов.
- Зависящие от энергии поперечные сечения подходящих изотопов должны сворачиваться со спектром нейтронов таким образом, чтобы образующееся одно-групповое поперечное сечение было чувствительно к различиям в спектре нейтронов.

Для проверки концепции мы провели расчеты обеднения, базирующиеся на моделях реакторов на базе

топливных сборок заводов в Саванна Ривер MARK 22 (производство трития) и MARK 15 (производство плутония), которые были сформированы в гексагональные решетки. На рисунке 1 показано поперечное сечение обеих сборок. Плотность мощности составляла 37 кВт/л для конструкции MARK 22 и 40 кВт/л для конструкции MARK 15. Длительность жизненных циклов соответственно равнялась 200 суткам и 50 суткам³³.

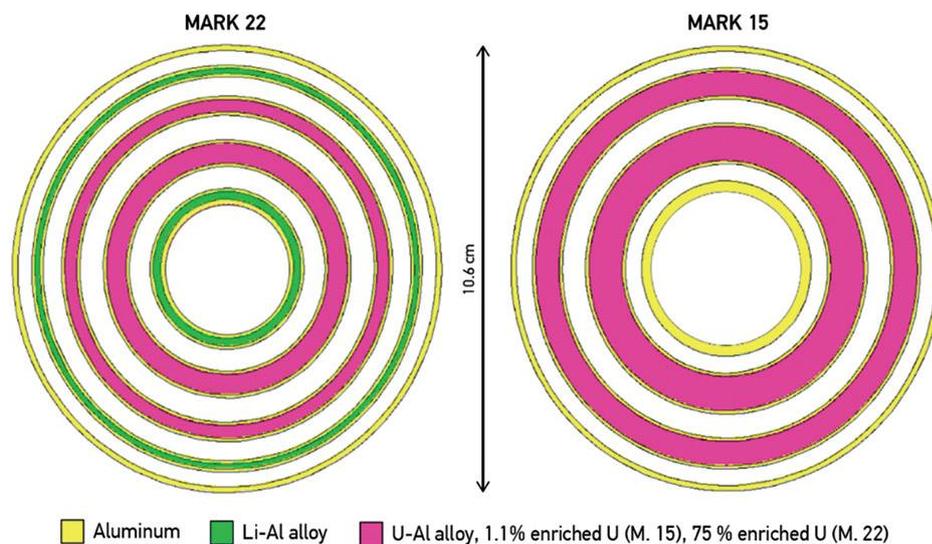


Рисунок 1. Поперечный разрез топливных сборок заводов в Саванна Ривер MARK 22 (для производства трития) и MARK 15 (для производства плутония). Желтым цветом обозначен алюминий, зеленым – литий-алюминиевый сплав, лиловым – уран-алюминиевый сплав (уран обогащен до 1,1% в сборке MARK 15 и до 75% в сборке MARK 22).

Для моделирования нейтронной физики и поведения изотопов в каждом режиме производства мы использовали связывающую программу MCODE, которая соединяет программы MCNP5 и ORIGEN2.2³⁴. Однако, программа MCODE не отслеживает элементы, которые не играют важной роли в нейтронной физике, и поэтому она исключает многие элементы, существенные для ядерной археологии. Поэтому для расчета эволюции их плотности во времени мы использовали следующий метод. Поток, усредненный по времени, и одно-групповые поперечные сечения были рассчитаны по данным, предоставленным программой MCODE для обеих режимов производства.

Затем с использованием этих результатов и скриптов на языке Python была рассчитана эволюция изотопов в зависимости от флюенса для тех изотопов, которые были полезными для этой работы. Для обеих режимов производства расчеты проводились в конфигурации бесконечной решетки.

В нашей модели не указывается, определялись ли отношения режимов по образцам конструкционных материалов, или по мониторинг маркерам, потому что мы были заинтересованы в общей идентификации подходящих отношений режимов и в количественной оценке их различия для режимов производства трития и плутония. Мы рассматривали сценарий, в котором образцы брались с внешней поверхности алюминиевой оболочки, или около нее. Были получены спектры нейтронов в других положениях, таких, как центр сборки, и они не показали существенного различия от спектра на внешней оболочке. На рисунке 2 показаны графики нормированных нейтронных спектров во внешних алюминиевых оболочках сборок MARK 22 и MARK 15. Оба спектра брались в средней точке каждого соответствующего цикла загрузки, то есть после 100 суток для загрузки для производства трития и после 25 суток для загрузки для производства плутония. Хотя они и похожи, существуют различия на верхней границе тепловой области и, в особенности, в надтепловой области.

Различия спектров могут быть потенциально объяснены различиями в геометрии и изотопном составе сборки MARK-15 и MARK-22. Начиная с верхней границы тепловой области и с увеличением энергии, более крутой наклон, наблюдаемый у сборки MARK-15, объясняется более высокой, чем у сборки MARK-22, концентрацией плутония-239, и тем, что сечение поглощения плутония-239 в этой области имеет очень широкий резонанс. В надтепловой области более высокое отношение металла к воде у сборки MARK-15 может объяснить, что поток в этой области энергий у нее меньше, чем в спектре MARK-22. Нейтроны будут проводить в металле больше времени и поэтому они будут поглощаться с большей вероятностью, чем в геометрии MARK-22. Заметные пики поглощения в той же области присутствуют в спектре MARK-15, но не в спектре MARK-22, из-за более высокой концентрации урана-238 в сборке MARK-15. И, наконец, более низкий спектр быстрых нейтронов у MARK-22

связан с литием, у которого в области быстрых нейтронов имеется сильный и широкий резонанс.

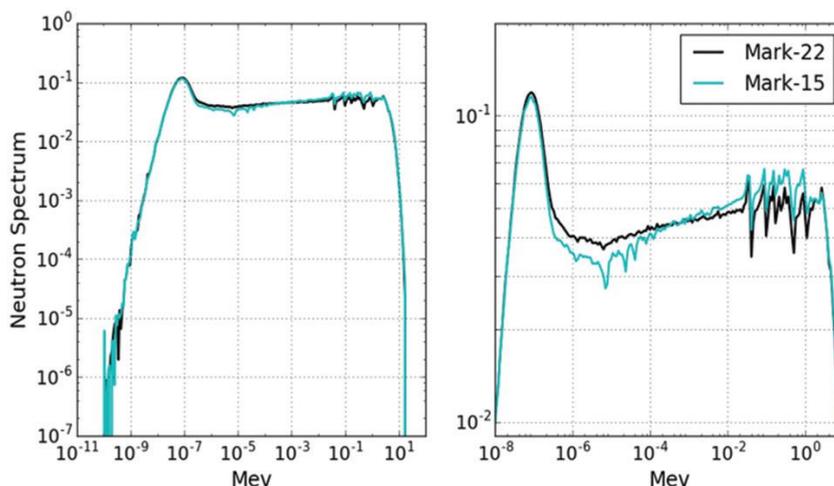


Рисунок 2. Спектр нейтронного потока во внешней оболочке сборок MARK 22 (черная линия) и MARK 15 (линия цвета морской волны). Рисунок справа показывает тепловую, надтепловую и резонансную области спектра. На вертикальной оси отмечен нормированный нейтронный спектр. На горизонтальной оси отложена энергия в МэВ.

Из-за наблюдаемого различия в надтепловой области, изотопы, у которых поперечное сечение в надтепловой области больше поперечного сечения в тепловой области, будут обладать различными одно-групповыми поперечными сечениями, и, следовательно, в скоростях реакции. Соблюдая перечисленный выше набор критериев для выбора адекватных изотопов, мы рассматриваем здесь отношения изотопов в связи с (n, γ) реакциями. После всесторонней оценки мы выбрали несколько элементов. Среди них наиболее многообещающими для аутентификации производственных партий оказались гафний и вольфрам. Оба элемента известны в машиностроении ядерных реакторов, причем гафний обладает хорошими механическими свойствами и коррозионной стойкостью, а также потенциалом для мониторинга флюенса. На рисунке 3 показаны поперечные сечения реакций (n, γ) для гафния-178 и вольфрама-182. Мы можем видеть, что у них обоих имеется пик в надтепловой области, что делает их хорошими индикаторами для различения загрузок сборок MARK 22 и MARK 15. У каждого из этих элементов имеется несколько стабильных изотопов.

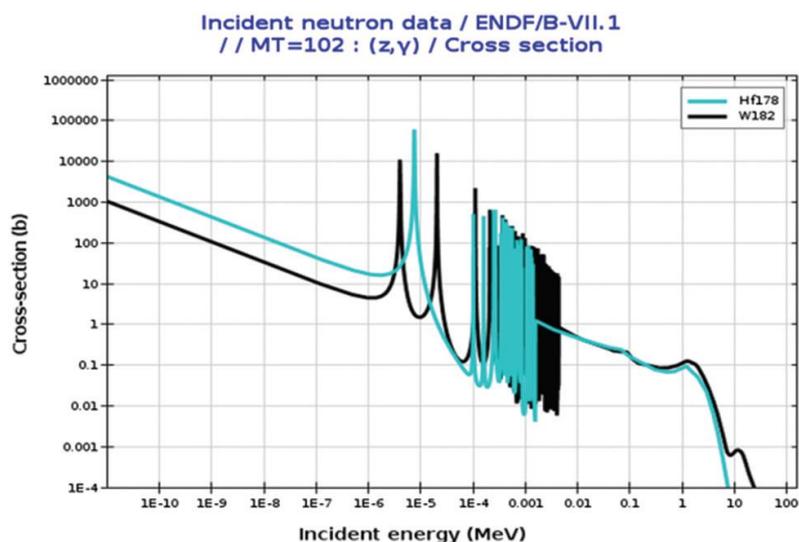


Рисунок 3. Поперечные сечения (n, γ) реакций для гафния-178 и вольфрама-182. Этот график был построен с помощью системы Janis-4.0. На вертикальной оси показаны поперечные сечения в барнах. На горизонтальной оси отложена энергия в МэВ. Черная линия соответствует вольфраму-182, линия цвета морской волны – гафнию-178.

Другим важным фактором является величина поперечного сечения. Отношения, которые включают высокие поперечные сечения, будут соответствовать очень коротким диапазонам динамического флюенса. За пределами этого диапазона изотопное отношение достигает равновесного значения, в котором нельзя будет получить никакой информации о режиме производства. Такие отношения будут полезными для верификации только на коротких масштабах флюенса. Мы используем отношения с низкими поперечными сечениями для сценария с большим флюенсом. На рисунке 4 показаны различия некоторых изотопных отношений, наблюдавшихся в кампании производства только трития, и в кампании производства только плутония. Этот график помогает определить диапазон флюенсов, в котором конкретное отношение может быть использовано для верификации объявленного режима производства. В случае плотности мощности на реакторах заводов Саванна Ривер у гафния есть изотопы, которые могут быть использованы на промежутке времени около одного года (177/176 и 179/177) и между двумя и четырьмя годами (178/176 и 180/178). Отношение изотопов вольфрама (184/182) даст полезную информацию после шести лет эксплуатации. Кадмий, у которого есть изотопы с очень большими поперечными сечениями реакций (n, γ), может быть использован на временном интервале в 30 – 60 суток.

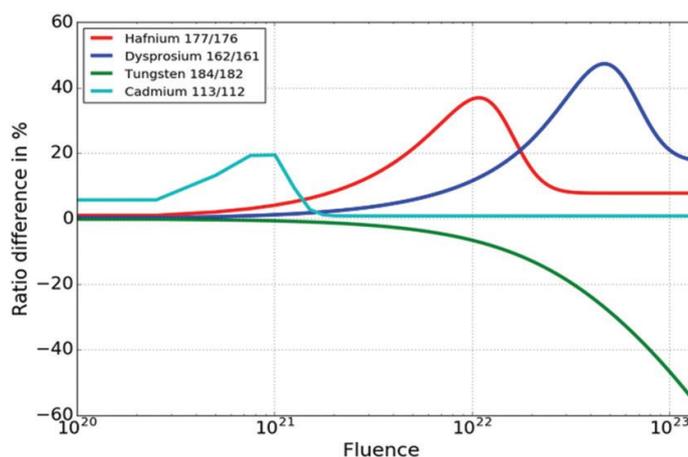


Рисунок 4. Отличие различных изотопных отношений для режимов производства только трития и только плутония. На горизонтальной оси показаны значения флюенса (в логарифмическом масштабе). На вертикальной оси показано различие соотношений в процентах. Красная линия соответствует отношению изотопов гафния (177/176), синяя – диспрозия (162/161), зеленая – вольфрама (184/182) и цвета морской волны – кадмия (113/112).

Хотя на рисунке 4 и представлена полезная информация, она соответствует экстремальному сценарию, в котором владелец реактора во время нескольких производственных кампаний, объявленных как производство трития, изготавливает только плутоний. На практике такой сценарий маловероятен. Скорее всего, владелец реактора будет скрывать периоды производства плутония в последовательности кампаний по производству трития. В последующем обсуждении показано, как различия в соотношениях режимов все еще могут быть использованы в такой ситуации.

На рисунке 5 показана зависимость относительного различия, наблюдаемого в конце кампаний для некоторых изотопных отношений, от доли флюенса, потраченного на производство плутония. Мы показали три варианта с инспекциями, проведенными после 300 суток, 1000 суток и 4000 суток. Как и ожидалось, чем больше флюенса было выделено для производства плутония, тем больше будет разница в отношении режимов.

На рисунке 6 показана зависимость долей изотопов и их соотношений от флюенса в двух сценариях. В первом сценарии (а) владелец реактора объявил 300-суточную капанию производства трития, но вместо этого производил плутоний. В предположении общей мощности 2 400 МВт при наших проектных характеристиках 300-суточный период, выделенный для производства плутония, позволит владельцу реактора произвести около 626 кг плутония (95% плутония-239). Отношение режимов, измеренное в конце этого периода, будет на 31% меньше, чем будут ожидать инспекторы. Этот представляет типичный сценарий в контексте рутинной верификации, осуществляемой в странах, уже участвующих в договоре. Во втором сценарии (b) инспекторы хотят верифицировать правильность декларации, покрывающей историю производства в 4000 суток (11 лет). Владелец реактора объявляет, что в течение этого промежутка времени производился только тритий, но между тритиевыми кампаниями были скрыты две кампании для производства плутония: одна в 800 суток и другая в 400 суток. При той же самой мощности для реактора в 2400 МВт это будет соответствовать общему производству

плутония в 2,5 тонны. Используя изотопы вольфрама для отношения режимов, инспекторы измерят значение, которое на 21% ниже ожидаемого. Этот сценарий будет соответствовать контексту для страны, присоединившейся к договору, в котором инспекторы хотят подтвердить отсутствие производства незаявленного плутония в течение прошлой истории производства на реакторе.

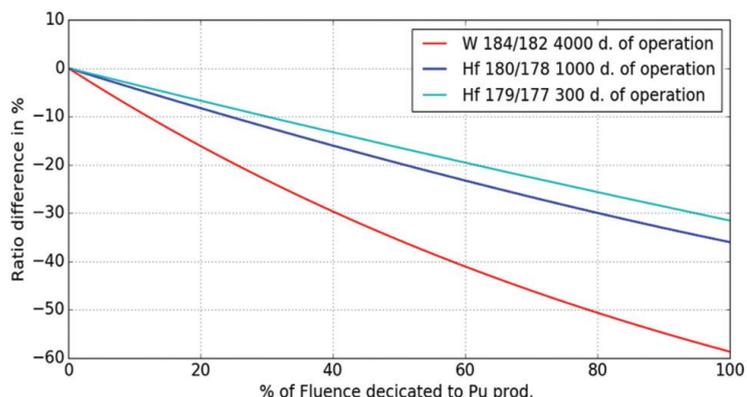


Рисунок 5. Относительное различие в отношениях, наблюдаемых между исключительным производством трития и производством, в котором доля, указанная на горизонтальной оси, будет выделена для производства плутония. Красная линия – отношение для изотопов вольфрама (184/182) для 4000 суток работы; синяя линия – отношение для изотопов гафния (180/178) для 1000 суток работы; линия цвета морской волны – отношение для изотопов гафния (179/177) для 300 суток работы.

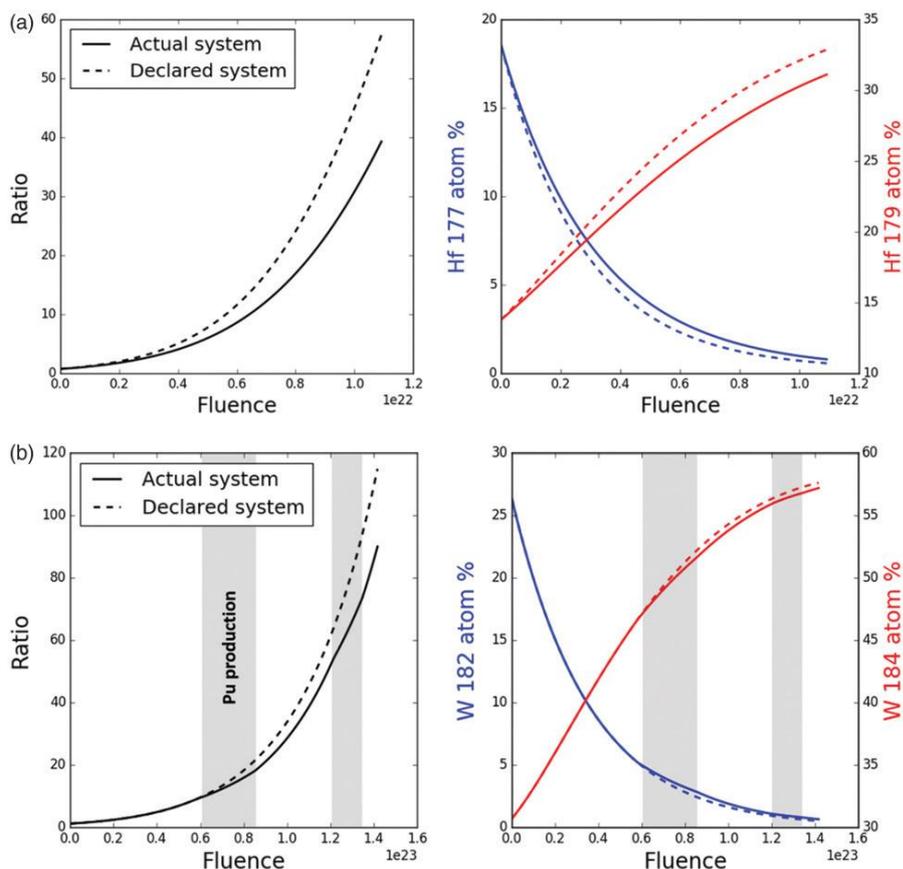


Рисунок 6. Изменения доли изотопов и их отношения для (а, верхние рисунки) изотопов гафния для кампании производства в 300 суток, в которой вместо трития производился плутоний и (b, нижние рисунки) изотопов вольфрама для последовательности кампаний в 4000 суток, в которой владелец реактора скрыл некоторые кампании производства плутония (выделенные на рисунке серым цветом). На горизонтальной оси показаны значения флюенса. Сплошная линия на рисунках соответствует реальной системе, штриховая – объявленной системе. На левых рисунках показано отношение изотопов, на правых – доли изотопов в атомных процентах.

Предлагаемое осуществление инспекций

В предыдущих разделах демонстрировалась осуществимость и возможности применения отношений режимов для верификации истории производства; в этом разделе предлагается стратегия осуществления, которой могут следовать инспекторы тяжеловодных реакторов.

Следует сравнивать все отношения режимов при одном и том же уровне флюенса и избегать привязки по времени, поскольку это может позволить владельцу корректировать поток нейтронов и изменять таким образом измеряемые отношения режимов. Использование флюенса в качестве точки отсчета для всех результатов означает, что, в дополнение к измерению отношения режимов, инспекторы должны будут измерять флюенс для того же самого материала, из которого был взят образец. Это может быть сделано с помощью измерения другого изотопного отношения, называемого здесь отношением флюенса, слабо зависящего от режимов производства (например, отношения титана-50 к титану-49). Сводка этапов процесса измерения и сравнения отношений приведена в следующих пунктах:

- Во-первых, инспекторы рассчитают зависимость ожидаемого отношения флюенса (EFR) и ожидаемого отношения режимов (EMR) от флюенса, используя информацию о параметрах реактора, соответствующих заявленной кампании. Эти две зависимости на рисунке 7 соответственно представлены штриховыми синей и зеленой линиями. Эти кривые будут использоваться инспекторами как опорные значения отношений. Сплошная зеленая линия показывает эволюцию отношения режима для производства только плутония. Она служит только для указания на направление изменения отношения режимов при производстве плутония.
- Во-вторых, инспекторы получают измеренное отношение флюенса (MFR) для определения ожидаемого флюенса с помощью кривой изменения отношения EFR. После того, как станет известен флюенс, они смогут оценить по кривой ожидаемое значение EFR. Этот этап представлен на рисунке 7 черной штриховой линией.
- В третьих, инспекторы получают измеренное отношение режимов (MMR), отмеченное на рисунке 7 красным крестиком, сравнят его со значением EMR и сделают вывод о том, согласуется ли оно с историей производства, заявленной владельцем реактора.

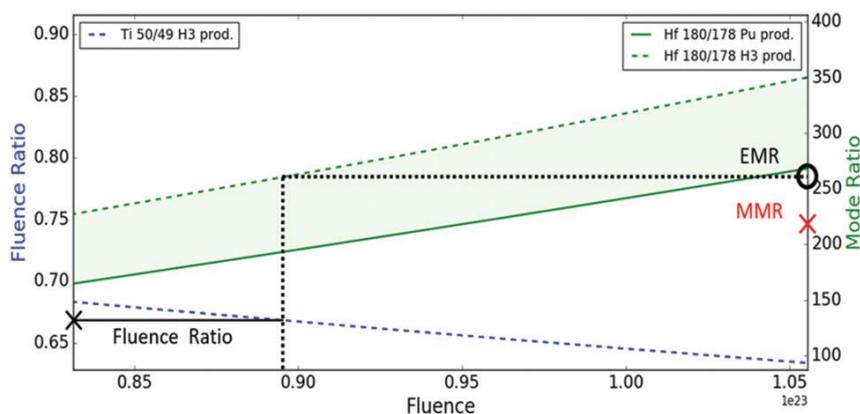


Рисунок 7. Изменение отношений для чистого плутониевого режима и чистого тритиевого режима в зависимости от флюенса. Отношение изотопов титана используется в качестве отношения флюенса, а отношения изотопов гафния используются как отношения режимов. Предполагается, что значение MMR на этом рисунке было измерено для взятого образца в сценарии, в котором производился плутоний. Черная штриховая линия на рисунке соответствует отношению изотопов титана (50/49) в производстве трития, сплошная зеленая – отношению изотопов гафния (180/178) в производстве плутония, штриховая зеленая – отношению изотопов гафния (180/178) в производстве трития. На левой вертикальной оси отложено отношение флюенса, на правой вертикальной оси – отношение режимов. На горизонтальной оси отложено значение флюенса.

Эти три этапа подвержены неопределенностям. При моделировании нейтронной физики различные приближения модели и неопределенность входных параметров будут создавать неопределенности в кривых эволюции отношений EFR и EMR. Они включают неопределенности ядерных данных, неопределенности конструк-

ции и эксплуатации реактора, приближения физической модели, или статистические и вычислительные неопределенности. Будут также существовать неопределенности, возникающие при получении инспекторами значений отношений MFR и MMR, связанные с неопределенностями, внутренне присущими технологии, используемой для измерения этих отношений (таких, как встречающиеся в масс-спектрометрии), и с неопределенностями точного местоположения образца, использованного для проведения этих измерений³⁵. Критически важно учитывать эти неопределенности при оценке соответствия объявленному режиму производства, или его нарушения. В частности, мы можем использовать метод проверки гипотез для принятия на основании результатов измерения отношений MMR гипотезы о том, что объявление было правильным, или отвержения этой гипотезы. Аналогично, на основании надежной оценки вовлеченных неопределенностей и оценивания ложных положительных и ложных отрицательных событий можно будет оценить величину необъявленного производства плутония при отсутствии надежного отклонения гипотезы о правильной декларации.

Другим важным аспектом этих инспекций является частота их выполнения. Фактически временные пределы возможностей частично ограничиваются технической осуществимостью ядерной археологии. Как видно из рисунка 4, отношения режима можно будет использовать только в определенных диапазонах флюенса. Для их преобразования во временной диапазон потребуется знать специфическую мощность реактора, и поэтому временной диапазон отношений должен будет рассчитываться для каждого конкретного случая. Например, используя специфическую мощность реакторов, подобных реакторам заводов Саванна Ривер, применение изотопов гафния может быть использовано для ежегодных инспекций, поскольку их соответствующий временной диапазон будет составлять от примерно года до нескольких лет. С другой стороны, отношения изотопов вольфрама будут полезными только при очень высоком флюенсе. Для специфических мощностей реакторов заводов Саванна Ривер временной диапазон применимости вольфрама будет составлять шесть лет, или более. Вольфрам может быть использован в таком контексте, где страна принимает проведение инспекций после десятилетия отсутствия инспекций, как это показано на рисунке 6. Кроме того, процедура сбора образцов также станет детерминистическим фактором, ограничивающим планы-графики инспекций. Образцы конструкционных материалов можно собирать только тогда, когда реактор будет разгружен, или выключен. В отношении маркеров мониторинга, некоторые конструкции могут позволить их извлечение в любое время, но поскольку эти проекты все еще находятся в концептуальной стадии, потребуется провести больше исследований, чтобы определить особенности процедур сбора маркеров мониторинга³⁶.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ И ОБСУЖДЕНИЕ

В данной статье представлена концепция, использующая методы ядерной археологии для разработки метода идентификации и различения между режимами производства плутония и трития в тяжеловодных реакторах. Метод опирается на тот факт, что различные режимы производства приводят к характеристическим спектрам нейтронов, которые вызывают различия в определенных изотопных отношениях для элементов, присутствующих в конструкционных материалах или в маркере мониторинга. Этот метод можно будет использовать для верификации правильности и полноты объявленного страной производства плутония в прошлом, или он может быть реализован для подтверждения отсутствия необъявленного производства плутония по Договору о запрещении производства расщепляющихся материалов.

Эта статья является в основном концептуальной, и в ней не разрабатывается и не рекомендуется специфическая процедура сбора образцов (конструкционных материалов или маркеров мониторинга). Требуются дальнейшие исследования для того, чтобы изучить ограничения, накладываемые каждой из этих процедур сбора образцов. Это в особенности верно для сбора образцов конструкционных материалов. Во-первых, следует рассмотреть, до каких пределов доступны перманентные или почти перманентные материалы в специфических конструкциях реакторов. Нельзя опираться на материалы, которые часто разгружаются. Кроме того, некоторые элементы могут не присутствовать в достаточных количествах в конструкционных материалах. Типичные материалы оболочек, такие, как циркаллоид, содержат следы гафния и вольфрама, но алюминий их не содержит. Результаты для других обычных следовых элементов (титана, железа, хрома, никеля и стронция), некоторые из которых содержатся в нержавеющей стали, выглядят менее перспективными, чем результаты для гафния или вольфрама, но все еще будет возможно использовать эти элементы в определенных ситуациях (верификация истории производства)³⁷.

Другой вопрос, который надо будет исследовать, относится к пространственной зависимости спектра нейтронного потока. Поскольку спектр меняется в зависимости от местоположения в активной зоне реактора, отношение режимов будет зависеть от того, где были взяты образцы. Поэтому инспекторам потребуется знать местоположения сбора образцов, чтобы потом рассчитать ожидаемые отношения режимов для всех соответ-

ствующих точек в реакторе. Если инспекторы не смогут определить местоположение сбора образцов, например, если они будут измерять отношения на внешней оболочке выгруженной сборки, то метод может оказаться серьезно ограниченным, поскольку локальный спектр нейтронов не будет известен с достаточной точностью. Более того, неопределенности в конструкции и эксплуатационных параметрах конкретного реактора могут привести к неопределенностям в ожидаемых изотопных отношениях для различных режимов производства. Поэтому необходимо исследовать, насколько точно следует знать данные по реактору, чтобы позволить провести прямые вычисления, которые достаточно точны, чтобы преобразовать измеренные отношения в режимы производства. В частности, требуется провести надежную оценку неопределенности, чтобы изучить, какие сценарии производства могут быть надежно отождествлены.

И, наконец, также важно проверить, что результаты, полученные в этой работе, могут быть распространены на другие конструкции тяжеловодных промышленных реакторов и на другие типы промышленных реакторов. Некоторые из выявленных тенденций могут быть характерными только для конструкций, использованных в этой работе, а другие могут быть более общими. Как отмечалось ранее, различия в спектрах происходят из различий в геометрии, так же как из-за различий в составе в двух производственных загрузках. Метод, представленный в настоящей работе, сначала должен быть проверен на конструкциях, аналогичных тяжеловодным реакторам заводов Саванна Ривер, реактору ЛФ-2/Людмила в России, или реакторам Селестен I и II во Франции. В будущих работах следует также рассмотреть другие типы промышленных реакторов, таких, как реакторы с графитовым замедлителем, используемые сейчас в Северной Корее.

БЛАГОДАРНОСТЬ

Авторы благодарят профессора Роберта Дж. Голдстоуна за полезные обсуждения нейтронной физики реакторов.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. M. B. Kalinowski, *International Control of Tritium for Nuclear Nonproliferation and Disarmament*, (Boca Raton: CRC Press, 2004), Chapter 1.3.
2. J. M. Morrison, "Reactor Program for Increased Production Capability," 50 years of Excellence in Science and Engineering at the Savannah River Site, Proceedings of the Symposium, Aiken, SC, 17 May 2000, 91–98, www.osti.gov/biblio/754224.
3. M. B. Reed, M. Swanson, S. Gaither, J. W. Joseph and W. R. Henry, Savannah River at 50, (Supt. Of Docs., U.S. G.P.O: 2002), Chapter 13, www.srs.gov/general/about/50anniv/Chapter%2013.pdf; A. Diakov, "The History of Plutonium Production in Russia," *Science & Global Security* 19 (2011): 28–45; Autorite de Surete Nucleaire, *Livre Blanc du Tritium*, Updated Edition (2016), 31, www.asn.fr/sites/tritium; International Panel on Fissile Materials, "Reducing and Eliminating Nuclear Weapons: Country Perspectives on the Challenges to Nuclear Disarmament," Princeton, NJ (2010), 45, fissilematerials.org/library/gfmr09cv.pdf.
4. Great Britain, *Plutonium and Aldermaston: an historical account* (London: Ministry of Defence, 2000); UK Ministry of Defence, "The United Kingdom's Defence Nuclear Weapons Programme," (2003), [webarchive.nationalarchives.gov.uk/20060130214247/ http://www.mod.uk/publications/nuclear_weapons/accounting.htm](http://webarchive.nationalarchives.gov.uk/20060130214247/http://www.mod.uk/publications/nuclear_weapons/accounting.htm).
5. G. Perkovich, *India's Nuclear Bomb: The Impact of Global Proliferation* (Berkeley: University of California Press, 1999), 427; Feroz Hassan Khan, *Eating Grass: The Making of the Pakistani Bomb* (Stanford University Press: 2012), 202–204.
6. M. B. Kalinowski, *International Control of Tritium*, op. cit., Chapter 2.4. (ссылка 1)
7. *Production of Tritium in Commercial Light Water Reactors*, Federal Register Citation 82 FR 16653, Tennessee Valley Authority, 5 April 2017, www.gpo.gov/fdsys/pkg/FR2017-04-05/pdf/2017-06463.pdf.
8. A. Diakov, "The History of Plutonium Production in Russia," *Science & Global Security* 19(2011): 28–45 (ссылка 3)
9. Financement du futur reacteur RES, Question ecrite n 01712 de Sophie Joissains (Bouches-du-Rhone - UMP) published in the JO S^ enat of 06/09/2012 (6 September 2012), 1926, www.senat.fr/questions/base/2012/qSEQ120901712.html.
10. International Panel on Fissile Materials, "Global Fissile Material Report 2010," Princeton, NJ (December 2010), 97, fissilematerials.org/library/gfmr10.pdf.
11. C. Braun, S. Hecker, C. Lawrence, P. Papadiamantis, "North Korean Nuclear Facilities After the Agreed Framework," Working Paper, Freeman Spogli Institute for International Studies, Stanford University, (27 May 2016), fsi.stanford.edu/publication/north-korean-nuclear-facilities-after-agreed-framework.

12. Defense Science Board, "Tritium Production Technology Options," Washington, DC (1999), www.dtic.mil/dtic/tr/fulltext/u2/a433325.pdf. В этом документе указано, что "уровни СНВ-2 могут поддерживаться при объеме производства в 1,5 кг/год" (р. 4). Если мы предположим, что уровни СНВ-2 соответствуют примерно 4000 боеголовок, то тогда в одной боеголовке нужно будет ежегодно обновлять $1500/4000 \text{ г} = 0,375 \text{ г}$ трития. Каждый год распадается 5,47% трития, и столько же трития нужно будет добавить. Это означает, что в среднем ядерная боеголовка содержит $0,375/0,0547 \text{ г} = 6,85 \text{ г}$ трития. Мы округлим это количество до 7,0 г на боеголовку (0,4 г в год для замены в одной боеголовке); U.S. Department of Energy, "Restricted Data Declassification Decisions 1946 to the Present," RDD-8, Washington, DC (2002), fas.org/sgp/othergov/doe/rdd-8.pdf. В документе указано, что "количество трития в резервуаре обычно меньше, чем 20 граммов" (р. 27). Величина в 20 граммов в резервуаре соответствует $0,0547 \cdot 20 \text{ г} = 1,1 \text{ г}$ в год для замены трития в одной боеголовке.
13. U.S. Department of Energy, National Nuclear Security Administration United States, "Fiscal Year 2016 Stockpile Stewardship and Management Plan, Report to Congress March 2015," (2015), www.energy.gov/sites/prod/files/2017/08/f36/FY16SSMP_FINAL%25203_16_2015_reducedsize%5B1%5D.pdf. В документе указано: "Поскольку текущие запасы превышают потребности, сейчас производится только малое количество" (р. 72).
14. H. M. Kristensen and R. S. Norris, "Status of World Nuclear Forces," Federation of American Scientists. Retrieved 26 August 2018. fas.org/issues/nuclear-weapons/statusworld-nuclear-forces.
15. D. Albright, "North Korea's Nuclear Capabilities: A Fresh Look," Institute for Science and International Security, Washington, DC (April 2017), isis-online.org/isis-reports/detail/north-koreas-nuclear-capabilities-a-fresh-look/10.
16. K. A. Burns, E. F. Love, C. K. Thornhill, "Description of the Tritium-Producing Burnable Absorber Rod for the Commercial Light Water Reactor," PNNL-22086, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA (2012), www.osti.gov/biblio/1089103-description-tritium-producing-burnable-absorber-rod-commercial-lightwater-reactor-tqp-rev; E. F. Love, M. L. Stewart, B. D. Reid and K. A. Burns, Tritium Production Assurance, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA, May 2017. В каждом стержне-поглотителе (TPBAR) за 18-месячный цикл производилось примерно 0,949 г трития (производство за один год равнялось примерно $0,949 \cdot (12/18) = 0,632 \text{ г}$).
17. C. Fribourg, "La Technologie des Reacteurs de Propulsion Navale," www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/33/048/33048066.pdf.
18. "Watts Bar Nuclear Plant Unit 1, TPBAR Loading Increase License Amendment Request Alignment Meeting," Tennessee Valley Authority, (undated) <https://www.nrc.gov/docs/ML1522/ML15225A377.pdf>, retrieved 15 July 2018. В 2018 году в реактор «Уатт Бар 1» было загружено 1504 стержня-поглотителя TPBAR. Это соответствовало производству $0,632 \cdot 1504 = 950 \text{ г}$ трития в год.
19. U.S. Department of Energy, "Tritium and Enriched Uranium Management Plan Through 2060, Report to Congress," (2015), fissilematerials.org/library/doe15b.pdf. Предполагалось, что в 2025 году в два реактора будет загружаться по 1504 стержня-поглотителя в каждый реактор. Тогда производство трития станет равным $0,632 \cdot 3008 \text{ г} = 1900 \text{ г}$; Fiscal Year 2018, Stockpile Stewardship and Management Plan, U.S. Department of Energy, National Nuclear Security Administration, Washington, DC (2017), www.energy.gov/sites/prod/files/2017/11/f46/fy18ssmp_final_november_2017%5B1%5D_0.pdf. В отчете указано, что Соединенные Штаты планируют производить по 2800 г трития за 18-месячный цикл (р. 76). Это количество соответствует годовому производству примерно в 1900 г.
20. Production of Tritium in Commercial Light Water Reactors, Federal Register Citation 82 FR 16653, Tennessee Valley Authority, 5 April, 2017, www.gpo.gov/fdsys/pkg/FR2017-04-05/pdf/2017-06463.pdf. Максимальная разрешенная загрузка стержней-поглотителей TPBAR за цикл (18 месяцев) в 2025 году равна 5000. При этом производство трития будет составлять $0,632 \cdot 5000 \text{ г} = 3160 \text{ г}$ (округленно 3200 г).
21. M. B. Kalinowski, International Control of Tritium, op. cit., Chapter 2.7. (ссылка 1)
22. S. Philippe, F. N. von Hippel, "The Feasibility of Ending HEU Fuel Use in the U.S. Navy" Arms Control Today 46 (2016):15–22, www.armscontrol.org/ACT/2016_11/Features/The-Feasibility-of-Ending-HEU-Fuel-Use-in-the-US-Navy; H. Safa, J-F. Villard, Commissariat a l'energie atomique et aux energies alternatives, "Les reacteurs experimentaux, leur utilisation, leur histoire ... ," www.cea.fr/Documents/monographies/R%C3%A9acteurs-nucl%C3%A9aires-exp%C3%A9rimentauxUtilisation-Histoire.pdf. Согласно первой ссылке в этом примечании, реакторы подводных лодок нового поколения «Сюффрен» работают на топливе со степенью обогащения менее 6%, и мы знаем, что подводные лодки класса «Сюффрен» работают на К-15. Во второй ссылке заявляется, что реактор RES базируется на К-15. Поэтому мы предполагаем, что верхний предел обогащения топлива реактора RES составляет 6%.
23. M. Benedict, T. H. Pigford, H. W. Levi, Nuclear Chemical Engineering (New York: McGraw Hill, 1981), Chapter 8,

Производительность реактора CANDU мощностью 203 МВт (эл.) равна 27 г в год (133 г в год на 1 ГВт (эл.)). Суммарная мощность двух китайских реакторов CANDU равна примерно 1,45 ГВт (эл.). Поэтому мы можем сделать вывод, что годовая производительность составляет $133 \cdot 1,45 = 193$ г. Мы округляем это число до 190 г.

24. B. Reid, K. Budlong-Sylvester, G. Anzelon, Strengthening IAEA Safeguards for Research Reactors, PNNL-25885 (Richland, WA: Pacific Northwest National Laboratory, 2016), <http://www.osti.gov/scitech/biblio/1330299>.
25. G. Zuccaro-Labelarte, R. Fagerholm, "Safeguards at Research Reactors: Current Practices, Future Directions," IAEA Bulletin, 4/1996, www.iaea.org/sites/default/files/vol38_4.pdf.
26. Группа правительственных экспертов не ведет переговоров по договору, запрещающему производство расщепляющихся материалов для ядерного оружия или иных ядерных взрывных устройств, но вырабатывает рекомендации по возможным подходам к такому договору, A/70/81, United Nations, 7 May 2015.
27. A. Schaper, Z. Mian, P. Podvig, "Fissile Material (Cut-off) Treaty: Remaining Challenges," FM(C)T meeting series: FM(C)T: Elements of the Emerging Consensus, United Nations Institute for Disarmament Research, UNIDIR Resources (2016), <http://www.unidir.org/files/publications/pdfs/fmct-series-final-report-meeting-1-en667.pdf>.
28. A. von Baeckmann, G. Dillon, D. Perricos, "Nuclear Verification in South Africa," IAEA Bulletin 1 (1995).
29. S. Fetter, "Nuclear Archaeology: Verifying Declaration of Fissile-Material Production," Science & Global Security 3(1993): 237–259.
30. C. Gesh, "A Graphite Isotope Ratio Method Primer – A Method for Estimating Plutonium Production in Graphite Moderated Reactors," PNNL-14568, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA (2004), www.pnnl.gov/main/publications/external/technical_reports/PNNL-14568.pdf.
31. A. Gasner, A. Glaser, "Nuclear Archaeology for Heavy-Water-Moderated Plutonium Production Reactors," Science & Global Security 19(2011): 223–233.
32. E. T. Gitau, M. Swinney, "Implementing Nuclear Archaeology in Safeguard-by Design," 57th Annual INMM meeting, Atlanta, GA (July 2016).
33. W. P. Bebbington, History of Du Pont at the Savannah River Plant, (Wilmington, DL: E.I. du Pont de Nemours & Company, 1990); T. B. Cochran, W. M. Arkin, R. S. Norris, M. M. Hoenig, U.S. Nuclear Warhead Facility Profiles: Nuclear Weapons Databook 3 (Cambridge, MA: Ballinger Publishing Company, 1987).
34. Z. Xu, "Design Strategies for Optimizing High Burnup Fuel in Pressurized Water Reactors," PhD Thesis, Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, MA (2003); MCNP – A General Monte Carlo N-particle Transport Code, Version 5, LAUR-03-1987, X-5 Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory (2008); Ludwig, S. B., Renier, J. P., Standard- and extended-burnup PWR and BWR reactor models for the ORIGEN2 computer code, ORNL/TM-11018, Oak Ridge National Laboratory (1989), www.osti.gov/servlets/purl/5229728.
35. M. Kutt, J. de Troullioud de Lanversin, M. Gottsche, "Understanding Uncertainties in Nuclear Archaeology," 59th Annual INMM meeting, Baltimore, MD, 22–26 July 2018.
36. Gitau et al., op. cit. (ссылка 32)
37. P. Rudling, A. Strasser, F. Garzarolli, Welding of Zirconium Alloys (Skultuna, Sweden: Advanced Nuclear Technology International, 2007).

Приложение А:

Расчет ежегодного производства трития во Франции

В этом приложении представлена оценка ежегодного производства трития во Франции на реакторе RES, основанная на ожидаемой избыточной реактивности активной зоны и соответствующего количества нейтронов, доступных для захвата в мишенях. Для оценки избыточной реактивности реактора RES мы рассчитаем коэффициент размножения бесконечной однородной среды, используя стандартную формулу четырех сомножителей:

$$k_{inf} = \varepsilon p f \eta_T$$

где ε – коэффициент размножения на быстрых нейтронах, p – вероятность избежать резонансного поглощения, f – коэффициент использования тепловых нейтронов и η_T – эффективное число вторичных нейтронов. Мы предполагаем, что нейтронная физика реактора RES аналогична нейтронной физике стандартного реактора на легкой воде. Тем не менее, поскольку топливо реактора RES сильнее обогащено (6% против 3–5%), мы подготавливаем сомножители f и η_T в формуле четырех сомножителей, используя значения параметров, перечисленные

в таблицах А-1 и А-2.

Таблица А-1. Параметры топлива для обогащения 6%.

Параметры топлива для обогащения 6%	
Концентрация атомов топлива	$2,34 \cdot 10^{28}$ атомов/м ³
Доля объема топлива (V^{fuel})	0,376
Поперечное сечение деления в топливе ($\sigma_{T,f}^{fuel}$)	35,1 барн
Поперечное сечение захвата в топливе ($\sigma_{T,\gamma}^{fuel}$)	8,40 барн
Количество нейтронов деления (ν)	2,44

Таблица А-2. Параметры других материалов.

Параметры других материалов	
Концентрация атомов в оболочке	$4,31 \cdot 10^{28}$ атомов/м ³
Доля объема оболочки (V^{clad})	0,088
Поперечное сечение захвата в оболочке	0,191 барн
Концентрация атомов в замедлителе	$3,35 \cdot 10^{28}$ атомов/м ³
Доля объема замедлителя (V^{mod})	0,535
Поперечное сечение захвата в замедлителе	0,322 барн

Коэффициент использования тепловых нейтронов определяется следующим выражением:

$$f = \frac{V^{fuel} (\sigma_{T,f}^{fuel} + \sigma_{T,\gamma}^{fuel})}{V^{fuel} (\sigma_{T,f}^{fuel} + \sigma_{T,\gamma}^{fuel}) + V^{mod} \sigma_{T,\gamma}^{mod} + V^{clad} \sigma_{T,\gamma}^{clad}}$$

Используя параметры из таблиц А-1 и А-2, мы находим:

$$f = \frac{0,376 \cdot (35,1 + 8,40) \cdot 2,34}{0,376 \cdot (35,1 + 8,40) \cdot 2,34 + 0,535 \cdot 0,322 \cdot 3,35 + 0,088 \cdot 0,191 \cdot 4,31} = 0,983$$

Далее мы рассчитываем η_T :

$$\eta_T = \frac{\nu \sigma_{T,f}^{fuel}}{\sigma_{T,f}^{fuel} + \sigma_{T,\gamma}^{fuel}} = \frac{2,44 \cdot 35,1}{35,1 + 8,40} = 1,97$$

Сомножители ε и ρ слабее зависят от обогащения топлива, и мы можем использовать значения, типичные для реакторов на легкой воде, $\varepsilon = 1,03$ и $\rho = 0,732$. Поэтому мы получаем:

$$k_{inf} = 1,03 \cdot 0,732 \cdot 0,983 \cdot 1,97 = 1,46$$

На рисунке А-1 показано, как k_{inf} , η_T , и f меняются с обогащением.

Реактивность ρ равна $(k_{inf} - 1)/k_{inf} = (1,46 - 1)/1,46 = 31,5\%$.

В реальном реакторе утечка нейтронов из активной зоны уменьшит эту избыточную реактивность на несколько процентов. Здесь мы предположим общие потери в 3%, что уменьшит избыточную реактивность до 28,5%. Для стабильной работы реактора необходимо, чтобы ρ равнялась нулю, и обычно любая избыточная реактивность поглощается либо сгорающими ядами, либо управляющими стержнями. Здесь для простоты мы предположим, что доступная избыточная реактивность поглощается литиевыми мишенями. Рассчитав количество нейтронов, образовавшихся за год, мы сможем определить, как много трития было произведено за год.

Для тепловой мощности реактора 150 МВт и параметров, приведенных в таблицах 3 и 4, можно получить количество событий деления за одну секунду:

$$f_{rate} = \frac{150 \cdot 10^6}{200 \cdot 1,602 \cdot 10^{-13}} = 4,68 \cdot 10^{18} s^{-1}$$

Количество нейтронов, образующихся за одну секунду, равно:

$$nrate = frate \cdot v = 4.68 \cdot 10^{18} \cdot 2.44 = 1.14 \cdot 10^{19} s^{-1}$$

Таблица А-3. Физические параметры.

Физические параметры	
Коэффициент преобразования МэВ в джоули	$1,602 \cdot 10^{-13}$ Дж/МэВ
Энергия деления	200 МэВ
Число Авогадро	$6,022 \cdot 10^{23}$
Молярная масса трития (M_{H3})	3,00 г/моль

Таблица А-4. Параметры реактора.

Параметры реактора	
Мощность	150 МВт
Обогащение (уран-235)	0,376
Коэффициент использования	75%

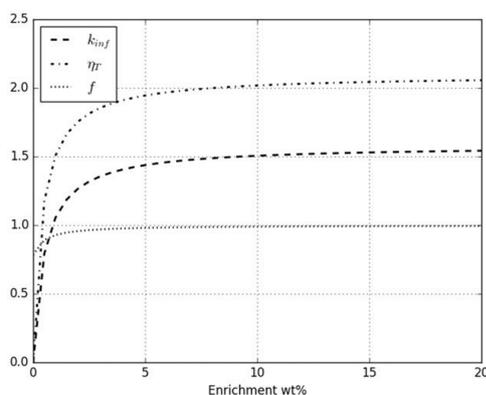


Рисунок А-1. Зависимость k_{inf} (штриховая линия), η_T (штрих-пунктирная линия) и f (пунктирная линия) от обогащения ураном-235.

Предполагая коэффициент использования равным 75%, можно получить количество образующихся за год нейтронов:

$$1.14 \cdot 10^{19} s^{-1} \cdot 0.75 \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 s = 2.69 \cdot 10^{26}$$

Из этих нейтронов 28,5% доступны для образования трития:

$$2.69 \cdot 10^{26} \cdot 0.285 = 7.67 \cdot 10^{25}$$

Это количество нейтронов эквивалентно 127 молям. Согласно нашим предположениям, каждый из этих нейтронов поглощается в литиевой мишени и образует в точности одно ядро трития. Атомная масса трития примерно равна 3,0 грамма на моль, и соответствующая скорость производства трития поэтому равна 381 грамм в год. Это число следует рассматривать как верхний предел.

На рисунке А-2 показано, как годовое производство трития зависит от обогащения топлива.

ФИНАНСИРОВАНИЕ

Консорциум верификационной технологии (CVT, веб-адрес <https://cvt.engin.umich.edu/>) финансируется офисом Оборонных исследований и разработок ядерного нераспространения (DNN R&D) Национальной администрации ядерной безопасности Министерства энергетики США по гранту #DE-NA0002534.

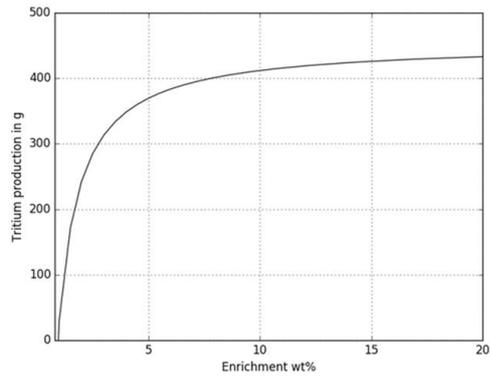


Рисунок А-2. Ежегодное производство трития на реакторе RES (по вертикальной оси, в граммах) в зависимости от обогащения ураном-235 (по горизонтальной оси, в процентах).