

## ЯДЕРНАЯ АРХЕОЛОГИЯ ДЛЯ ПРОИЗВОДЯЩИХ ПЛУТОНИЙ РЕАКТОРОВ НА ТЯЖЕЛОЙ ВОДЕ

Алекс Газнер и Александр Глайзер

Авторы работают в отделении проектирования механического и аэрокосмического оборудования, Принстонский университет, Инженерный корпус, Олден Стрит, Принстон, США.

Статья получена редакцией 7 октября 2010 года и принята к опубликованию 21 июня 2011 года.

Начальный вариант статьи был представлен на 51-м ежегодной встрече INMM (Институт управления ядерными материалами), Балтимора, Мэриленд, 11-15 июля 2010 года.

Авторы хотят поблагодарить Блейра Шене (факультет наук о Земле) за советы по масс-спектрометрическим измерениям; Джеймса Е.Мейтоса из Аргоннской национальной лаборатории, предложившего образец алюминия 50-х годов для анализа следов; а также Джереми Уитлоку, Бобу Дондерсу и другим экспертам из канадской компании AECL за обсуждения и советы по ядерной археологии для реакторов с тяжелой водой в время визита в 2009 году. Мы благодарны за ценные ответы от Кристофора Геша и Брюса Рейда из Тихоокеанской Северо-западной национальной лаборатории и анонимным рецензентам за переписку.

Почтовый адрес для корреспонденций: Alexander Glaser, Dept. of Mechanical and Aerospace Engineering, Princeton University Engineering Quadrangle, Olden St., Princeton, NJ 08544, USA.

Электронный адрес: [aqlaser@princeton.edu](mailto:aqlaser@princeton.edu)

### ВВЕДЕНИЕ

По мере того, как страны, владеющие ядерным оружием, все больше уменьшают размеры своих arsenалов, заявления об истории производства делящихся материалов, похоже, становятся центральной частью процесса ядерного разоружения. Большинство стран, имеющих оружие, предлагают сейчас увеличить прозрачность своих ядерных программ, а некоторые уже публично заявили о своих запасах ядерных материалов (и ядерного оружия).<sup>1</sup> Такие заявления обладают ценностью в качестве мер создания доверия, но их подтверждение будет существенным обстоятельством, если заявления станут основой для глубокого сокращения ядерных arsenалов. Проверка будет частично опираться на образцах, взятых с установок, где раньше велось производство, или на прямых измерениях отобранных лишних материалов, чтобы определить по факту количество делящегося материала, которое могла произвести установка за время своей работы. Это область исследований, которую называют ядерной археологией.<sup>2</sup> Самым лучшим установленным примером ядерной археологии является измерение изотопного соотношения следов естественно существующих примесей в графите реакторов для производства плутония (где графит используется для замедления нейтронов). Этот метод был разработан в Тихоокеанской Северо-западной национальной лаборатории как часть научно-исследовательских работ, инициированных в начале 1990-х годов.<sup>3</sup>

Реакторы с замедлением нейтронов на графите впервые были применены в ранних оружейных программах стран с ядерным оружием. Напротив, тяжеловодные реакторы сыграли более важную роль в самых последних оружейных программах (Израиль, Индия и Пакистан). Они были также частью ряда других ядерных программ с амбициозными задачами, например, в Швеции и Аргентине.<sup>4</sup> Новый иранский реактор Арак – это другой проект, вызвавший международную озабоченность. В этом контексте кажется критичным изучить потенциал ядерно-археологических методов для тяжеловодных реакторов.<sup>5</sup>

### МОДЕЛЬ РЕАКТОРА

Чтобы исследовать применимость и надежность ядерной археологии для тяжеловодных реакторов требуется адекватный испытательный реактор. С этой целью мы выбрали канадский NRX (Рис.1)<sup>6</sup>, в котором использовалась тяжелая вода для замедления и легкая вода для охлаждения. Реактор первоначально был разработан для гражданских целей и согласно его описанию был оптимизирован для производства плутония.<sup>7</sup>

Оригинальный реактор NRX достигнул критичности в июле 1947 года с тепловой мощностью на уровне 20 МВт, которая затем возросла до 40-42 МВт,<sup>8</sup> и был постоянно заглушен в 1993 года.<sup>9</sup> Индия в рамках программы *Атомы для мира* получила копию реактора NRX (теперь он назывался CIRUS<sup>10</sup>), достигший критичности в 1960 году и ставший полностью операционным в 1963 году. Полу-

ченный на этом реакторе плутоний был использован Индией для ядерного испытания в 1974 году. Как сообщается, реактор Хушаб-1 в Пакистане мощностью 50 МВт также аналогичен реактору NRX.<sup>11</sup>

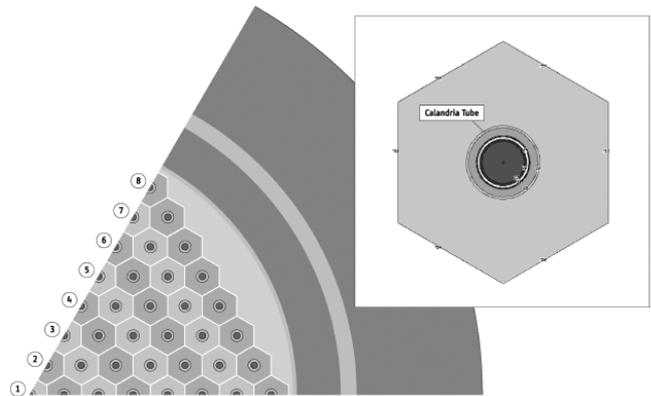


Рис.1: Шестидесятиградусный сегмент активной зоны и единичная ячейка испытательного реактора NRX (каландрия).

Мы провели обширное моделирование бесконечной решетки и выгорания активной зоны для реакторов типа NRX/CIRUS, чтобы определить уровни потока нейтронов, эффективные поперечные сечения (для усредненного спектра) и нарастание плутония в топливе. Результаты использованы для определения характеристик изменений соотношений между содержанием изотопов и разработки стратегии выборки образцов, которую можно испытать в реальных условиях. Все вычисления проводились с программой MCODE<sup>12</sup>, которая использовала принцип Монте-Карло для программы переноса частиц MCNP5 и с программой общего типа ORIGEN2<sup>13</sup>. Программа MCODE регулярно обновляет состав топлива для программы MCNP, что используется при определении усредненного спектра для данных о поперечных сечениях всех имеющих отношение к делу нуклидов, так что библиотеками ORIGEN2 не надо пользоваться.

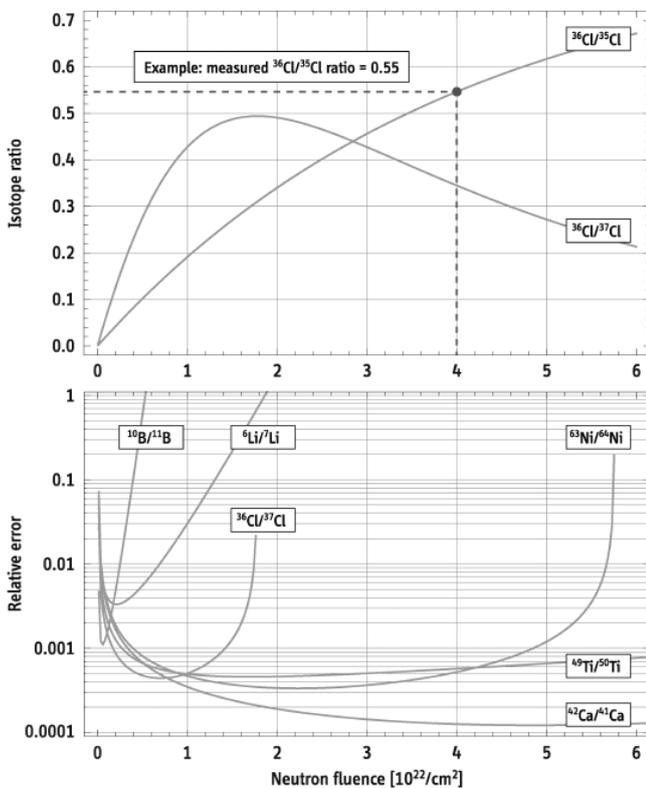
### ВОЗМОЖНЫЕ ИЗОТОПЫ

Критичной проектной особенностью реактора NRX и вообще всех реакторов с замедлением нейтронов тяжелой водой являются так называемые «каландрии» – резервуары, заполненные тяжелой водой. Проходящие сквозь этот резервуар трубки содержат топливные стержни и отдельный охладитель, идущий от замедлителя (Рис.1). Каландрия оказывается отличным кандидатом для взятия образцов, поскольку она расположена вблизи от топлива и позволяет производить забор образцов из многих участков активной зоны.<sup>14</sup> Типичными материалами для каландрии (если мощность реактора не слишком высока) являются алюминиевые сплавы, Этому условию

удовлетворяет реактор NRX. Таблица 1 предоставляет масс-спектрометрические анализы образцов алюминия, прошедшего много лет тому назад через интенсивное облучение<sup>15</sup>. Результаты подтверждают, что незначительные количества многих кандидатов на обнаружение в малых количествах после облучения могут быть обнаружены даже в материалах очень высокой чистоты: это либо остаточные загрязнения, либо материалы, добавленные для улучшения поведения при облучении или для сопротивления коррозии.

**Таблица 1:** Анализ примесей в алюминии (образец материала покрытия) от реактора колледжа в Манхэттене (MCZPR US-0119)<sup>15</sup>.

Z Элемент	Содержание	Z Элемент	Содержание
5 Бор	2 ppm	26 Железо	5100 ppm
12 Магний	<100 ppm	28 Никель	<100 ppm
14 Кремний	1900 ppm	29 Медь	1400 ppm
22 Титан	200 ppm	30 Цинк	200 ppm
23 Ванадий	<100 ppm	40 Цирконий	<100 ppm
24 Хром	<100 ppm	82 Свинец	<100 ppm



**Рис.2:** Скорость образования изотопов хлора в зависимости от нейтронного флюенса за 40 эффективных лет при полной мощности. Численное моделирование прошло в математической лаборатории с использованием эффективных поперечных сечений, полученных при моделировании по программе MCNP (сверху). На нижнем графике указаны относительные ошибки определения флюенса по ошибкам измерения на масс-спектрометре для индикаторов с умеренным и средним флюенсом. В выделенном сверху примере отношение хлор-36/хлор-35 равно 0.55 при нейтронном флюенсе  $4.0 \times 10^{22} \text{ см}^{-2}$ . На вертикальной оси надпись сверху – *соотношение изотопов*, а снизу – *относительная ошибка*. Надпись на горизонтальной оси – *нейтронный флюенс*.

Для настоящего анализа рассмотрим отобранные изотопные отношения бора, лития, хлора, кальция, титана, хрома, железа, никеля, циркония и свинца. Этот список отражает наше понимание до эксперимента, основанное на изучении эффективных поперечных сечений соответствующих нуклидов и их вероятном распространении в представляющих интерес материалах. Используя результаты моделирования нашего реактора на основе

MCNP, мы можем решить набор дифференциальных уравнений для концентраций изотопов в любой заданной системе изотопов<sup>16</sup>. В качестве примера в верхней части Рис.2 показаны изменения в смеси естественных изотопов хлора за время жизни реактора.

Необходимо рассматривать различные типы ошибок при переводе измеренного соотношения изотопов в значение флюенса  $\Phi$ <sup>17</sup>. Наиболее важно то, что относительные концентрации родительских и дочерних изотопов определяют ошибку оценки флюенса. Измерительные ошибки велики поначалу, когда относительная концентрация дочернего изотопа мала, и опять велики, когда соотношение изотопов близко к экстремуму. В результате каждая изотопная система будет обладать характерным диапазоном значений флюенса с оптимальной эффективностью. Критический параметр, определяющий полезный диапазон флюенса для конкретной изотопной системы, дается отношением ошибки измерения флюенса, нормализованной на величину самого измерения флюенса.

$$\eta_{\Phi} = \left| \frac{\partial \Phi}{\partial \alpha} \right| \eta_{\alpha} \Rightarrow \eta_{rel} = \frac{\eta_{\Phi}}{\Phi} \quad (1)$$

Мы считаем, что соотношение изотопов не должно больше использоваться в качестве измерительного средства, когда относительная ошибка превышает 0.01. На нижней части Рис. 2 представлены ожидаемые относительные ошибки для разных соотношений изотопов в зависимости от нейтронного флюенса в строительном материале. Наиболее обещающие соотношения помещены вместе с соответствующими оптимальными диапазонами флюенсов в Таблице 2. Этот анализ сосредоточен на сплавах алюминия и типичных для этих сплавов примесях, но метод может быть также применим к другим типам покрытий и материалов реакторных компонентов (например, к цирконию или нержавеющей стали).

**Таблица 2:** Основные характеристики отобранных соотношений изотопов для различных элементов.

		Диапазон флюенса	Замечания
Литий	<sup>6</sup> Li/ <sup>7</sup> Li	Низкий-Средний	<sup>7</sup> Li образуется из <sup>10</sup> B
Бор	<sup>10</sup> B/ <sup>11</sup> B	Низкий	-
Хлор	<sup>36</sup> Cl/ <sup>35</sup> Cl	Средний	Плохие данные о сечении для <sup>36</sup> Cl
Кальций	<sup>40</sup> Ca/ <sup>41</sup> Ca	Средний-Высокий	Плохие данные о сечении для <sup>40</sup> Ca
Титан А	<sup>46</sup> Ti/ <sup>49</sup> Ti	Высокий-Сверхвысокий	-
Титан В	<sup>49</sup> Ti/ <sup>50</sup> Ti	Средний-Высокий	-
Хром	<sup>55</sup> Cr/ <sup>54</sup> Cr	Высокий-Сверхвысокий	Дефицит <sup>55</sup> Cr
Железо	<sup>57</sup> Fe/ <sup>56</sup> Fe	Высокий	-
Никель А	<sup>61</sup> Ni/ <sup>64</sup> Ni	Высокий	-
Никель В	<sup>63</sup> Ni/ <sup>64</sup> Ni	Средний-Высокий	Плохие данные о сечении для <sup>63</sup> Ni
Цирконий	<sup>91</sup> Zr/ <sup>92</sup> Zr	Высокий-Сверхвысокий	Диапазон флюенса превышает $5 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$
Свинец	<sup>206</sup> Pb/ <sup>207</sup> Pb	Высокий-Сверхвысокий	Диапазон флюенса превышает $5 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$

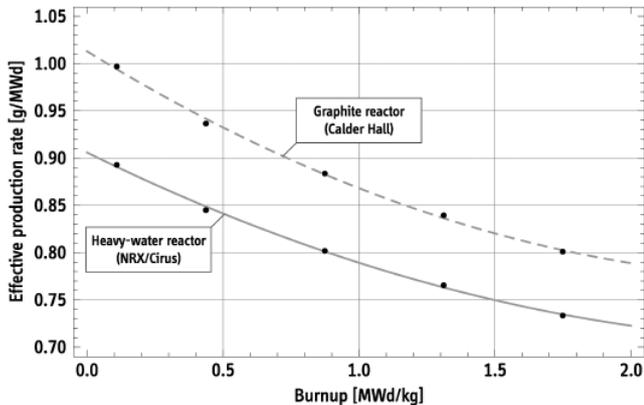
### СТРАТЕГИЯ ВЫБОРОЧНОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

Мы установили соотношение между относительным содержанием изотопов и нейтронным флюенсом, но все еще нуждаемся в понимании того, как перейти от локального флюенса (и локального производства плутония) к глобальной оценке плутония, а именно к полному количеству плутония, произведенного в топливе за время работы реактора. В данном случае мы предлагаем двухступенчатую стратегию выборочного исследования для получения такой оценки производства плутония при сведе-

нию к минимуму как усилий по выборке, так и ошибок. Этот процесс значительно отличается от других подходов, которые, как правило, создают последовательность измерений в активной зоне, строят глобальный профиль флюенса и оттуда получают одну глобальную оценку плутония. В нашей стратегии мы разделим эти шаги и получим оценку плутония для каждого выбранного топливного канала, что приводит к процессу, который более понятен и, пожалуй, легче для осуществления. Этот двухступенчатый подход описан ниже более детально.

**От локальных изотопных соотношений к оценкам поканального флюенса**

На первом этапе следует накопление и анализ образцов в одном топливном канале для определения усредненной оценки флюенса  $\Phi$  для этого конкретного канала. Если количество образцов ограничено, можно использовать опорную функцию в виде косинусов для того, чтобы подогнать данные с минимумом вычислительных трудностей и избежать артефактов от использования произвольных опорных функций<sup>18</sup>. Этот аксиальный профиль флюенса можно затем проинтегрировать для определения флюенса  $\Phi$  во всем топливном канале. На основе вычисления выгорания в бесконечной решетке и с использованием информации о среднем выгорании топлива (как показано на Рис.3 ниже) такая оценка флюенса может быть использована для определения срока производства плутония в этом конкретном топливном канале<sup>19</sup>.

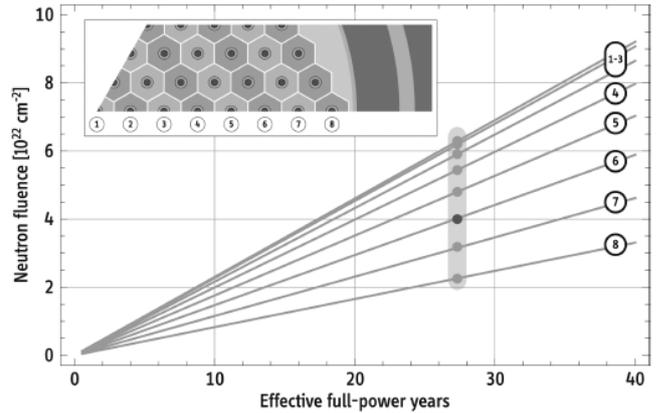


**Рисунок 3:** Эффективная скорость производства плутония уменьшается по мере уменьшения выгорания топлива. Эти данные можно использовать для корреляции локального нейтронного флюенса и производства плутония. Плутоний оружейного качества (93-94% Pu-239) соответствует выгоранию около 1.3 МВт-день/кг. Моделирование с программой MCODE и с использованием MCNP5/MCNPX, а также ORIGEN2. Надпись на вертикальной оси: Эффективная скорость производства (г/МВт-день). Надпись на горизонтальной оси: Выгорание (МВт-день/кг). Надпись в верхней рамке: Графитовый реактор (Калдер Холл). Надпись в нижней рамке: Тяжеловодный реактор (NRX/Cirus).

**От оценок флюенса в каналах до глобальных оценок плутония**

На втором этапе используются моделирования реактора с полной активной зоной для определения нейтронного флюенса  $\Phi$  для каждого канала активной зоны за время жизни реактора (Рис.4). В идеальном случае эти расчеты должны быть основаны на дополнительной информации, доступной из операционной истории реактора для улучшения начальных оценок производства и полученной этим методом. Как только первое значение нейтронного флюенса  $\Phi$  было определено на основе анализа образцов от одного конкретного топливного канала, тогда оценки флюенса также становятся доступными для каждого отдельного индивидуального канала в реакторе. Используя эти справочные данные, можно затем получить глобальные оценки плутония независимо от любого канала, к которому имеет доступ инспектор. Эта ситуация иллюстрируется на Рис.5, который можно использо-

вать для просмотра глобальной оценки плутония, соответствующей оценке локального флюенса в любом выбранном канале (или в кольце топливных каналов, как показано на Рис.1). Индивидуальные оценки могут быть сглажены для значительного уменьшения ожидаемой ошибки глобальной оценки. *Вместо создания одной глобальной оценки плутония от одного глобального массива флюенсов теперь создаются независимые глобальные оценки плутония от каждой усредненной по каналам оценки флюенса.* Этот подход уменьшает сложность процедуры оценивания и сокращает число выборок, необходимое для получения оценки глобального производства плутония. Точность такого нового метода надо будет продемонстрировать в полевых испытаниях. Предыдущие проверки, выполненные на реакторах с графитовым замедлителем, оценили неопределенность стандартного метода выборки в  $\pm 3-7$  процентов<sup>20</sup>.



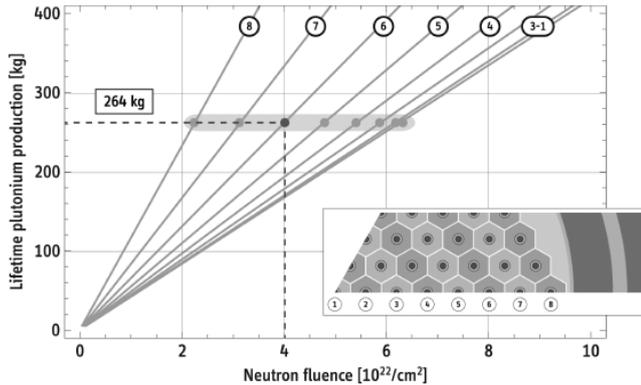
**Рисунок 4:** Кросс-корреляция канал-флюенс. Флюенс в любом одном из топливных каналов связан с флюенсом в любом другом индивидуальном канале. Эти зависимости можно подсчитать с помощью моделирования реактора с полной активной зоной и затем обновить, когда появятся дополнительные измерения. В качестве примера предположим, что в кольце 6 измерен флюенс, равный  $4 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ ; схема тогда может быть изменена для оценки значений флюенса во всех других кольцах топливных каналов. Эти данные попадают при таких расчетах в диапазон (2.2-6.4)  $\cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ . Результаты получены в MATLAB с использованием данных по моделированию программой MCODE (MCNP5/MCNPX и ORIGEN2). Надпись на вертикальной оси: Нейтронный флюенс [ $10^{22} \text{ см}^{-2}$ ]. Надпись на горизонтальной оси: Эффективное количество лет при работе на полной мощности.

**ПУТЬ ВПЕРЕД**

Появившийся новый интерес к ядерному разоружению, похоже, вдохнет новую жизнь в НИР по верификационным технологиям для контроля над вооружениями. Ядерная археология, которая время от времени применялась с 90-х годов, привела к разработке методики соотношения изотопов в графите для оценки истории производства плутония на отдельных площадках. Метод лучше всего подходил для остановленных реакторов, но мог в принципе оказаться применимым и в действующих реакторах при временных остановках и перезагрузке топлива для получения “фотографий” суммарного производства в данной точке.

В этой статье мы предложили расширение метода к реакторам с тяжелой водой в качестве замедлителя и представили первый обзор потенциальных кандидатов-изотопов, которые могут использоваться в алюминиевых структурах, наиболее уместных для этого конкретного типа реакторов. Более того, ожидаемые диапазоны флюенса в реакторах с тяжелой водой могут быть значительно выше тех значений, с которыми сталкиваются в реакторах с графитовым замедлителем. Это требует применения изотопных соотношений, которые отличаются от использованных для GRIM: в частности, классическое борное отношение ( $^{10}\text{B}/^{11}\text{B}$ ) оказывается менее полезным индикатором, так как  $^{10}\text{B}$  быстро расходуется. Предложенные соотношения хлора, кальция, титана и никеля

оказываются более ценными. На концептуальном уровне мы предлагаем вариант метода изотопного соотношения, который обеспечивает глобальные оценки производства плутония для каждого выбранного топливного канала. Такой подход может сделать метод более надежным и также дает преимущества в связи с осуществлением в полевых условиях.



**Рисунок 5:** Оценки глобального производства плутония. Флюенс в любом индивидуальном топливном канале может быть использован для появления при оценке глобального количества плутония. Глобальные оценки от различных каналов могут тогда объединяться для получения конечной оценки с меньшей статистической ошибкой. Результаты MATLAB используют данные от моделирования программой MCODE (MCNP5/MCNPX и ORIGEN2). В этом примере средний нейтронный флюенс  $4 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ , рассчитанный для шестого кольца, превращается в производство 264 кг плутония за время жизни в реакторе. Надпись на вертикальной оси: Производство плутония за время жизни (кг). Надпись на горизонтальной оси: Нейтронный флюенс [ $10^{22}/\text{см}^2$ ].

В качестве следующего шага надежность и применимость данного метода должны быть проверены в полномасштабных испытаниях. Такой эксперимент мог бы стать исходным пунктом для всего метода, определил бы количественные ошибки и подтвердил бы оптимальную стратегию выборки. Любое испытание должно содержать выборку на месте в сочетании с компьютерным моделированием, которое должно выполняться при подготовке к самому испытанию и еще раз после опубликования масс-спектрометрических результатов. Совместные проекты между странами, имеющими ядерное оружие, могут проводиться поочередно для установления доверия к методу и к процессу. Участие ядерных стран, не обладающих ядерным оружием, но имеющих много адекватных реакторов, которые можно использовать как опытные полигоны для совместных археологических испытаний, еще больше увеличит доверительность к методу.

**ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ**

1. Соединенные Штаты и Великобритания выпустили детальные заявления о своих делящихся материалах и запасах ядерного оружия. Франция и Китай аналогично сделали официальное и неофициальное заявления о своих запасах ядерного оружия. Для детального обсуждения этих заявлений смотрите Главу 3 “Декларации о запасах и производстве делящихся материалов” в глобальном Докладе о делящихся материалах 2009 года, представленном Международной группой по делящимся материалам (октябрь 2009 года), 32 ([www.ipfmlibrary.org/qfmr09.pdf](http://www.ipfmlibrary.org/qfmr09.pdf)).
2. С. Феттер, “Ядерная археология”, *Наука и всеобщая безопасность*, 3 (1993) ([www.ipfmlibrary.org/fet93.pdf](http://www.ipfmlibrary.org/fet93.pdf)).
3. T.W.Wood, B.D.Reid, J.L.Smoot, and J.L.Fuller, “Введение надежного учета российского оружейного плутония”, *Nonproliferation Review*, (Summer 2002), 136-137.
4. Благодаря более высокой плотности мощности, доступной в своих активных зонах, реакторы на тяжелой воде меньше по сравнению с установками для замедления на графите, имеющими сравнимые уровни мощности и темпы производства плутония. Реакторы на тяжелой во-

- де также легче адаптируются к производству трития для оружия второго поколения на делении.
5. Эта работа основана на диссертации А. Гаснера “*Вслед за GIRM; Ядерная археология для реакторов с замедлением нейтронов на тяжелой воде для производства плутония*,” Отделение механического и аэрокосмического приборостроения, Принстонский университет (апрель 2010 года).
6. E.A.G. Larson, *Общее описание реактора NRX, CRIO-1043 (AECL-1377)*, Чолк Ривер, Онтарио (июль 1961) ([www.ipfmlibrary.org/lar61.pdf](http://www.ipfmlibrary.org/lar61.pdf)).
7. Смотрите [6], 1.
8. Мощность реактора сначала была увеличена до 40 МВт после модификаций в 1950 и 1952 годах, а затем снова поднята до 42 МВт в 1961 году (смотрите [6], 1). Обратите внимание, что в декабре 1952 года на NRX произошла авария с частичным расплавлением активной зоны. Дополнительные детали истории операций реактора приведены также в книге Д.С.Херста *Канада вступает в ядерный век; история Канадской атомной энергии (компания с ограниченной ответственностью)*. (Montreal, McGill-Queen’s University Press, 1997).
9. База данных МАГАТЭ по исследовательским реакторам ([www.iaea.org/worldatom/rrdb](http://www.iaea.org/worldatom/rrdb)).
10. R.D.Sage, D.D.Stewart, H.B.Prasad, and H.N.Sethna, *Канадско-индийский реактор*. Статьи, представленные Канадой и Индией на Второй Международной Конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1-13 сентября 1958 года ([www.ipfmlibrary.org/sag59.pdf](http://www.ipfmlibrary.org/sag59.pdf)).
11. Хушаб-1 работал с 1998 года. Пакистан сейчас строит два дополнительных реактора для производства плутония – Хушаб-2 и Хушаб-3 – на той же самой площадке. Их конструктивные уровни мощности неизвестны, но похоже, что они похожи на начальную конструкцию NRX/CIRUS. Недавние спутниковые изображения наводят на мысль, что Хушаб-2 сейчас работает.
12. Z. Xu, *Конструктивные стратегии для оптимизации высокого выгорания топлива в водных реакторах под давлением*. Диссертация, Массачусеттский технологический институт, январь 2003 года; Z. Xu, P. Hejzlar, M.J. Driscoll, and M.S. Kazimi, “Улучшенная программа MCNP-ORIGEN (MCODE) и ее проверка для приложений к сильному выгоранию”, PHYSOR, Seoul, October 7-10, 2002. Программа MCODE используется с любезного разрешения автора.
13. Группа Монте-Карло, Лос-Аламосская национальная лаборатория, MCNP-общая транспортная программа Монте-Карло для N частиц, *Вариант 5, LA-UR-03-1987, X-5* (апрель 2003) пересмотрено в марте 2005 года; A.G. Croff, *Справочник для компьютерной программы ORIGEN2*, ORNL/TM7175, Окриджская Национальная Лаборатория (июль 1980); и С. Людвиг, Проверка ORIGEN2, Версия 2.2, переданная записка, 23 мая, 2002 год.
14. Положение материала - источника наведенной активности вызывает наибольшее озабоченность для применимости метода отношения изотопов. В реакторе с замедлителем в виде тяжелой воды и с каландрией либо в реакторе с замедлителем из графита этот материал может быть распределен по активной зоне. Если нет такого материала вблизи топлива, может оказаться необходимым забирать образцы из сосуда или из вторичных структурных компонентов. В этом случае ошибка от появления неопределенностей при моделировании реактора будет нарастать.
15. Источники наведенной активности были любезно предоставлены Джеймсом Е. Мейтосом из Аргоннской национальной лаборатории (Анализ образцов: активационная лаборатория; [www.actlabs.com](http://www.actlabs.com)).
16. Существуют упрощенные наборы дифференциальных уравнений, обычно для 2-4 нуклидов. Фактически существует важное условие для использования данного элемента в качестве индикатора начальных концентраций соседних элементов, которые могут образовать элемент-индикатор – концентрации должны быть малы по отношению к начальной концентрации индикатора. Иными словами, специально устраняются дополнительные цепочки создания и распада избыточных нуклидов. Для детального обсуждения смотрите Главу 4 (“Моделирование изотопов в алюминиевой каландрии”)<sup>5</sup>.

17. В число причин этих ошибок входят неопределенности в библиотеке поперечных сечений, неопределенности начальных концентраций элемента в много-изотопных системах, ошибки при получении близких элементов и ошибки от геологических вариаций при распределении изотопов элемента. Для более детального обсуждения смотрите<sup>9</sup>.

18. Решение диффузионного уравнения приводит к распределению по косинусу в аксиальном направлении как для цилиндрического, так и для кубического реакторов. Наличие контрольных стержней может привести к более сложным аксиальным потокам и профилям флюенса.

19. Различные отношения изотопов разных элементов могут отбираться для улучшения оценки глобального производства плутония примерно таким же путем, как выборка вдоль добавочных топливных стержней улучшит результат, соотношений изотопов обеспечивает независимую оценку глобального производства плутония. Более того, использование усредненных по каналам оценок флюенса для получения оценок плутония позволяет применение различных изотопов в различных участках активной зоны, а также несложную и быструю интеграцию независимых оценок без нарушения точности метода или создания вычислительных трудностей, как если бы трехмерное поле флюенса было использовано для создания оценки плутония.

20. Смотрите<sup>9</sup>, стр. 131-133.