

ВВЕДЕНИЕ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА В СОСТАВ ТОПЛИВА ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ КАК СПОСОБ ЗАЩИТЫ ОТ РАСПРОСТРАНЕНИЯ

А.Ю. Смирнов*, В.А. Апсэ*, В.Д. Борисевич*, В.Б. Глебов*,
Г.А. Сулаберидзе*, А.Н. Шмелев*, А.А. Дудников**, Е.А. Иванов**,
В.А. Невиница**, Н.Н. Пономарев-Степной**

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва

**Российский научный центр «Курчатовский Институт», г. Москва



Рассмотрен подход повышения защищенности топлива легководных реакторов по отношению к нерегламентированному его использованию при экспортных поставках. Показано, что исходной точкой для создания топлива с повышенной внутренней защищенностью является применение регенерированного урана. Использование регенерированного урана затрудняет переключение ядерного материала из ТВС благодаря наличию изотопа ^{232}U , содержание которого повышается при попытке обогатить уран, извлеченный из свежего топлива. В сочетании с ограничением доступа к технологиям разделения изотопов путем создания международных центров по обогащению урана, а также в сочетании с унификацией требований по мощности дозы ионизирующих излучений от свежих ТВС эта техническая мера может существенно снизить риск распространения, связанный с экспортными поставками топлива из низкообогащенного урана.

Ключевые слова: риск распространения, регенерированный уран, ядерный материал, обогащение урана, нерегламентированное использование, легководный реактор, экспортные поставки.

Key words: proliferation risk, reprocessed uranium, nuclear material, uranium re-enrichment, illegal use, light-water reactors, export deliveries.

ВВЕДЕНИЕ

Сегодняшний уровень технологий по обогащению урана коренным образом отличается от существовавшего 30 – 40 лет назад, когда основным методом разделения изотопов урана была чрезвычайно энергоемкая газовая диффузия. В этих условиях наиболее эффективным путем несанкционированного создания арсенала ядерных боеприпасов представлялась наработка плутония. Затраты, связанные с этим, могли позволить себе далеко не все государства. К тому же ограничения на

© А.Ю. Смирнов, В.А. Апсэ, В.Д. Борисевич, В.Б. Глебов, Г.А. Сулаберидзе, А.Н. Шмелев, А.А. Дудников, Е.А. Иванов, В.А. Невиница, Н.Н. Пономарев-Степной, 2011

распространение знаний, технологий и оборудования, необходимых для производства ядерных взрывных устройств (ЯВУ), служили, в определенной степени, естественным барьером на пути распространения ядерного оружия.

Создание высокоскоростных центрифуг привело к появлению технологии, позволяющей производить высокообогащенный уран с существенно меньшими энергетическими затратами и намного более скрытно, чем в случае применения газодиффузионной технологии. Развитие индустрии добычи, производства и потребления урана, а также окончание холодной войны, способствовавшее возвращению в сферу энергетики оружейного урана, существенно повысили доступность ядерных материалов. Ведущиеся в настоящее время работы по созданию транспортабельных АЭС приведут к значительному расширению географии использования атомной энергии. Однако основы современного режима нераспространения были заложены в то время, когда уровень развития ядерных технологий радикально отличался от сегодняшнего и от того, каким он может быть в обозримом будущем. Тем не менее, современный режим нераспространения по-прежнему опирается на выводы об опасности ядерных материалов и ядерных технологий, сделанные на начальном этапе развития атомной энергетики, т.е. не учитывается сегодняшнее состояние технологий обогащения урана.

НОВЫЙ ПОДХОД К ОЦЕНКЕ РИСКОВ НЕСАНКЦИОНИРОВАННОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ

Исследования этой проблемы, проведенные в Российском научном центре «Курчатовский Институт», показывают, что, учитывая возможности террористических групп, опасность использования ядерных материалов и технологий для тайного создания ЯВУ должна оцениваться по критериям, отличным от обычно применяемых при оценке эффективности мер нераспространения.

Для оценки риска распространения был применен квантильный метод анализа неопределенностей [1]. В проведенных исследованиях [1–3] предполагалось, что в качестве исходного материала для изготовления ЯВУ может быть использован низкообогащенный уран (НОУ), высокообогащенный уран оружейного качества (ВОУ), энергетический плутоний Pu(e) из облученного топлива АЭС и оружейный плутоний Pu(w). Анализ показал, что факторами, определяющими наибольший риск распространения, являются доступность исходного материала и скрытность создания арсенала ядерного оружия. С учетом этих факторов риск, связанный с использованием НОУ, оказался существенно выше (более чем на порядок) риска, связанного с использованием других исходных материалов.

Из проведенных оценок вытекает, что одним из возможных путей получения ВОУ для ядерного оружия или ЯВУ является дообогащение НОУ, достаточно широко используемого в ядерной энергетике (ЯЭ). Будущий рост мировой ЯЭ, глобализация рынка ядерных материалов, оборудования и технологий увеличивают риск реализации такой возможности.

Хотя НОУ и не причисляют к классу ядерных материалов прямого использования, с прогрессом обогатительных технологий растет потенциальная угроза использования НОУ для его последующего дообогащения до категории ВОУ. Ввиду широкого использования НОУ в ЯЭ возникает риск того, что потенциальный нарушитель (например, террористическая группа) сможет повысить обогащение НОУ до оружейного уровня ($\geq 90\%$ ^{235}U) на нелегально созданных установках, а затем создать ЯВУ.

ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТЬ НОУ ДЛЯ ПЕРЕКЛЮЧЕНИЯ

Технологическая цепочка для использования НОУ в качестве исходного материала при изготовлении оружия должна включать в себя специальное химическое, обогатительное и металлургическое производство, что увеличивает время для изготовления простейшего ядерного боеприпаса пушечного типа. Откуда следует, что стоимость разработки и изготовления ЯВУ, а также затраты времени при использовании НОУ в качестве исходного материала превышают таковые в случае применения ВОУ. Однако ВОУ используется существенно реже НОУ и значительно строже охраняется. Поэтому непосредственное применение ВОУ в качестве исходного материала для нерегламентированного изготовления ЯВУ представляется маловероятным. Гораздо более вероятен сценарий, в котором ВОУ предварительно изготавливается из промежуточных продуктов (табл. 1).

Технология обогащения урана на газовых центрифугах применяется на промышленном уровне в России, странах ЕС (Голландия, Германия, Великобритания), в Японии, Китае, Бразилии, Пакистане и Иране. Использование технологии обогащения, основанной на использовании НОУ (в том числе и легально полученного), при помощи компактных центрифужных каскадов с низким потреблением энергии может создать наиболее благоприятные условия для того, чтобы сохранить деятельность по разработке и изготовлению боеприпаса в глубокой тайне. При этом НОУ обладает реальной доступностью на рынке ядерных материалов, и его доступность многократно превышает доступность ВОУ и любых форм плутония. Легче приобрести только природный уран и торий.

Следует также отметить, что в случае, когда для нерегламентированного создания ЯВУ выбран плутоний, непосредственное изготовление полноценного ядерного заряда существенно сложнее, чем в случае использования в качестве исходного материала урана, в силу необходимости применять достаточно сложную импозивную технологию. Что касается урана, то он пригоден для изготовления достаточно простого ЯВУ пушечного типа.

Как следует из табл. 1 (данные получены в работе [2] с использованием стандартной математической модели идеального каскада, изложенной в [4]), минимальные затраты на обогащение природного урана до 90% ^{235}U примерно в три и в десять раз выше, чем аналогичные затраты на обогащение урана, уже содержащего 4 и 20% ^{235}U соответственно. Такие результаты говорят о том, что НОУ (4%) и ядерное топливо с обогащением 20% являются намного более удобными матери-

Таблица 1

Параметры идеальных каскадов с концентрацией изотопа ^{235}U в потоке отбора (90%) при различных составах исходной смеси и концентрациях ^{235}U в отвале

Исходный материал	Удельный расход питания каскада (F/P)	Суммарный удельный поток в каскаде $(\sum L/P)$	Удельная работа разделения, ЕРР	Содержание ^{235}U в потоке отвала, %
Природный уран	218,11	$4,589 \cdot 10^3$	196,87	0,3
Уран с обогащением 4%	24,45	$1,549 \cdot 10^3$	66,45	0,3
Уран с обогащением 20%	4,55	$0,436 \cdot 10^3$	18,69	0,3
Уран с обогащением 20%	4,68	$0,342 \cdot 10^3$	14,65	1
Уран с обогащением 20%	5,38	$0,240 \cdot 10^3$	10,27	4

алами для создания ЯВУ, чем природный уран. Напомним, что уран с обогащением свыше 20% МАГАТЭ относит к материалам прямого использования.

В таблице 1 использованы следующие обозначения: F , P – потоки питания и отбора в каскаде соответственно; L – поток на входе в разделительную ступень. Относительный коэффициент разделения компонентов $^{235}\text{UF}_6$ и $^{238}\text{UF}_6$ (определяемый как отношение относительных концентраций рассматриваемых компонентов в потоках обогащенной и обедненной фракций, выходящих из ступени каскада) принят равным 1,8. Такой коэффициент разделения вполне соответствует современному уровню развития центробежного метода разделения изотопов [5].

Отметим, что в большинстве случаев разделительный каскад для обогащения урана состоит из обогатительной и обеднительной частей. Обеднительная часть предназначена для более эффективного использования исходного материала. Чем длиннее обеднительная часть, тем ниже концентрация ^{235}U на ее конце. Как видно из табл. 1, с повышением концентрации ^{235}U в потоке отвала, выходящего из обеднительной части каскада, величина удельной работы разделения снижается, а поток питающей каскад смеси увеличивается. Поскольку работа разделения определяет минимальное число разделительных элементов (газовых центрифуг) в каскаде, то при наличии достаточного количества исходного материала потенциальный пролифератор может уменьшить число центрифуг в каскаде, укоротив его обеднительную часть. Последнее утверждение также говорит не в пользу высокого уровня защищенности НОУ, особенно если учесть перспективу дальнейшего увеличения объемов его экспортных поставок и расширение географии применения.

Выполненные оценки свидетельствуют о том, что придание свежему НОУ свойств, обеспечивающих дополнительные защитные барьеры против изготовления из него оружейных ядерных материалов, может рассматриваться в настоящий момент как важный элемент снижения риска распространения при экспортных поставках НОУ-топлива.

Кроме этого, выполненные оценки свидетельствуют о том, что существующие ограничения МАГАТЭ на обогащение урана в гражданских ядерных установках (не более 20% ^{235}U) не устраняют возможности незаявленного использования НОУ в качестве исходного материала для создания ЯВУ. При этом они довольно существенны, например, для транспортабельных АЭС, исследовательских и других установок, эффективность которых напрямую зависит от длительности работы без перегрузок и уровня потока нейтронов. Эти параметры можно увеличивать за счет повышения обогащения урана.

НОВЫЕ МЕРЫ ПРОТИВ НЕСАНКЦИОНИРОВАННОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ

Одним из возможных путей повышения защищенности НОУ может стать применение регенерированного урана [6–8], который кроме традиционного для НОУ набора изотопов (^{234}U , ^{235}U и ^{238}U) содержит изотопы ^{232}U и ^{236}U .

С точки зрения повышения защищенности НОУ, ^{232}U обладает следующими свойствами.

- Изотоп ^{232}U не может быть выделен из урана химическими методами.
- ^{232}U – родоначальник длинной цепочки радиоактивных распадов с сопутствующим жестким γ -излучением ($E_\gamma = 2.6; 1.6$ МэВ) дочерних изотопов (в основном, ^{208}Tl и ^{212}Bi).
- Обогащение урана изотопом ^{235}U приведет и к его обогащению изотопом ^{232}U , т.е. к ухудшению радиационной обстановки, возникновению радиационного барьера и неприемлемо высокому загрязнению обогатительного оборудования.

- Известно, что на гексафторид урана, подготовленный для изотопного обогащения, накладывается жесткое ограничение по содержанию в нем α -активных элементов, так как внутренний источник α -излучения (здесь это $^{232}\text{UF}_6$) может вызвать разрушение молекул UF_6 с образованием слаболетучих низших фторидов урана (UF_5 , UF_4 , UF_3 , а также, возможно, U_2F_9 и U_4F_{17}). В результате на внутренних поверхностях обогатительного оборудования появятся отложения, содержащие фториды ^{232}U и продукты его распада, с высоким уровнем γ -активности.

- Разрушение молекул UF_6 под действием внутреннего источника α -излучения приведет к появлению свободного фтора, который, являясь наиболее легкой фракцией газовой смеси, будет быстрее всего обогащаться, и потребуются практически непрерывная очистка обогащаемой смеси, что вызовет неизбежные потери продукта в отложениях на внутренних поверхностях оборудования. Кроме этого, будут усиливаться коррозионные процессы, поскольку под действием α -излучения фтор будет находиться в атомарном, возбужденном и ионизированном состояниях.

- Из всех изотопов урана ^{232}U – наиболее интенсивный источник нейтронов спонтанного деления.

Перечисленные факторы, очевидно, создадут трудности при попытке дообогащения такого урана до оружейного уровня ($\sim 90\%$ ^{235}U).

Известно также, что наличие изотопов ^{232}U и ^{236}U в НОУ является индивидуальным идентификатором каждой конкретной партии топлива. При наличии внешнего мониторинга этот фактор обеспечит выполнение принципа сохранения знаний о ядерном материале и позволит контролировать все его перемещения вплоть до загрузки в реактор.

В [2, 7, 8] приведены оценки изотопного состава 90%-го урана, полученного из регенерированного урана с начальным содержанием ^{235}U , эквивалентным 4% с учетом компенсации ^{236}U дополнительным дообогащением изотопом ^{235}U [6]. В расчетах были приняты следующие исходные концентрации компонентов в порядке возрастания их атомных масс: ^{232}U – $1,38 \cdot 10^{-7}\%$, ^{234}U – 0,043%, ^{235}U – 4,139%, ^{236}U – 0,463%, ^{238}U – 95,355%. Эти концентрации соответствуют изотопному составу урана, использовавшегося в загрузке второго энергоблока Калининской АЭС [6]. Доля ^{232}U после обогащения урана до 90% ^{235}U повысилась до $3,2234 \cdot 10^{-6}\%$. Столь небольшое содержание ^{232}U в 90%-ном уране обусловлена жестким ограничением на содержание этого изотопа в исходном материале ($< 2 \cdot 10^{-7}\%$) [6] для снижения дозовой нагрузки на персонал завода. В настоящее время с учетом внедрения современных технологий изготовления твэлов рассматривается возможность повышения этого уровня.

Вместе с тем, как отмечено в проекте ИНПРО [12], повышение защищенности ядерных материалов, циркулирующих в ядерной энергетике, не должно приводить к ухудшению эксплуатационных качеств АЭС. Это накладывает ограничения на введение в ядерное топливо примесей, затрудняющих его передел в оружейные ядерные материалы. Поэтому содержание ^{232}U в НОУ должно быть выбрано таким образом, чтобы не нарушить ограничений по мощности дозы ионизирующих излучений от свежей тепловыделяющей сборки (ТВС). Допустимая мощность дозы излучения на расстоянии 1 м от ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом (МОХ-топливом), изготовленной с использованием полудистанционной (т.е. с применением перчаточных боксов) технологии на заводе компании BNFL, составляет ориентировочно 0.6 бэр/ч [13]. В настоящее время ни один легководный реактор не работает с полной загрузкой МОХ-топливом, в их активных зонах одновременно находятся и урановые, и МОХ ТВС. Поэтому представляется справедливым приходить к свежим ТВС одинаковые требования по мощности дозы ионизирующих

излучений независимо от элементного и изотопного составов топлива.

В представленной работе ограничение мощности дозы в течение периода от начала изготовления топлива до загрузки его в реактор использовано для определения допустимой концентрации ^{232}U . Концентрации остальных изотопов взяты из работы [6]. Иными словами, был получен изотопный состав топлива из регенерированного урана с таким содержанием ^{232}U , которое обеспечивает мощность дозы от свежей урановой ТВС, эквивалентную ТВС с МОХ-топливом. Подобный подход содержит в себе некоторый консерватизм, поскольку в действительности эта мощность дозы является лишь рекомендуемым ограничением для этапа производства ТВС, т.е. до момента ее установки в транспортный контейнер. Иначе говоря, это ограничение является излишне жестким.

ПРИМЕНЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ КВАЗИИДЕАЛЬНОГО КАСКАДА ДЛЯ ОПИСАНИЯ ПРОЦЕССА ОБОГАЩЕНИЯ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА

В исследовании выполнена оценка изотопного состава ВΟΥ, полученного из регенерированного урана. Для этого была использована теория так называемых модельных каскадов (МК), которая часто применяется в практических расчетах [4]. Математические модели таких каскадов значительно проще, чем реальных, но при этом адекватны процессу разделения в реальных установках, что дает возможность изучать основные закономерности массопереноса с помощью довольно простых вычислений.

Для бинарных смесей в качестве МК часто используют так называемый идеальный каскад или каскад без смешения концентраций компонентов разделяемой смеси на входах в ступень (в «узлах» каскада). Условие несмешения на s -ой ступени можно записать в следующем виде:

$$c'(s-1) = c(s) = c''(s+1),$$

где c , c' , c'' – концентрации ценного компонента во входящих в ступень потоках обогащенной и обедненной фракций соответственно.

Для многокомпонентных смесей существует несколько МК, различающихся, например, предположениями о величине коэффициента разделения ступени (случаи «слабого обогащения» и немалых обогащений на ступенях). Для случая произвольных (немалых) обогащений на ступенях каскада в расчетах часто применяют теорию «квазиидеального» МК, который обладает свойством постоянства коэффициентов разделения на ступенях. Подробно математическая модель и свойства «квазиидеального» каскада изложены в [14]. Однако при исследовании закономерностей поведения компонентов в многокомпонентных смесях более точным аналогом идеального МК является частный случай «квазиидеального» МК, который в русскоязычной литературе называют R -каскадом (в англоязычной литературе – MARC). В случае многокомпонентных смесей несмешивание концентраций можно обеспечить только для выбранной пары компонентов [4]. Именно условие несмешивания в «узлах» каскада относительных концентраций выбранной пары компонентов (n -ого и k -ого компонента, например) и заложено в основу теории R -каскада. Это условие записывается следующим образом:

$$R'_{nk}(s-1) = R_{nk}(s) = R''_{nk}(s+1),$$

где $R'_{nk} = \frac{c'_n}{c'_k}$, $R''_{nk} = \frac{c''_n}{c''_k}$, $R_{nk} = \frac{c_n}{c_k}$ – относительные концентрации компонентов.

Под внешними параметрами разделительного каскада обычно понимают входящие потоки питания F и два выходящих потока отбора P и отвала W , а также

концентрации всех компонентов в этих потоках C_i^F , C_i^P и C_i^W соответственно ($i = \overline{1, m}$, m – число компонентов смеси). Пусть полное число ступеней в каскаде равно N , а поток питания подается на ступень с номером f , компоненты пронумерованы в порядке возрастания массовых чисел. Тогда для R -каскада будут справедливы следующие соотношения [4]:

$$N - f + 1 = \frac{1}{\ln \sqrt{q_{nk}}} \ln \frac{R_{nk}^F}{R_{nk}^W}, \quad (1)$$

$$f = \frac{1}{\ln \sqrt{q_{nk}}} \ln \frac{R_{nk}^F}{R_{nk}^W}, \quad (2)$$

где $R_{nk}^P = \frac{C_n^P}{C_k^P}$, $R_{nk}^W = \frac{C_n^W}{C_k^W}$, $R_{nk}^F = \frac{C_n^F}{C_k^F}$; q_{nk} – полный относительный коэффициент разделения компонентов n и k (k -й компонент называют опорным), который для любой пары компонентов определяется по формуле

$$q_{ik} = \frac{R'_{ik}}{R''_{ik}}. \quad (3)$$

Соотношения для расчета внешних параметров каскада могут быть записаны в виде

$$\frac{P}{F} = \sum_{j=1}^m C_j^F \frac{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^F)^{-d_j}}{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}, \quad (4)$$

$$\frac{W}{F} = \sum_{j=1}^m C_j^F \frac{(R_{nk}^F)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}, \quad (5)$$

$$C_{iP} = \frac{C_{iF} \frac{(R_{nk}^W)^{-d_i} - (R_{nk}^F)^{-d_i}}{(R_{nk}^W)^{-d_i} - (R_{nk}^P)^{-d_i}}}{\sum_{j=1}^m C_j^F \frac{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^F)^{-d_j}}{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}}, \quad (6)$$

$$C_{iW} = \frac{C_{iF} \frac{(R_{nk}^F)^{-d_i} - (R_{nk}^P)^{-d_i}}{(R_{nk}^W)^{-d_i} - (R_{nk}^P)^{-d_i}}}{\sum_{j=1}^m C_j^F \frac{(R_{nk}^F)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}}, \quad (7)$$

где $d_i = \frac{\ln q_{ik}}{\ln \sqrt{q_{nk}}}$.

Для молекулярно-кинетических методов разделения, к которым относится, в частности и центробежный метод, полный относительный коэффициент разделения можно аппроксимировать соотношением [4]

$$q_{ij} = q_0^{M_j - M_i}, \quad (8)$$

где M_i и M_j – массовые числа i -ого и j -ого компонентов; q_0 – коэффициент разделения, приходящийся на разность массовых чисел, равную единице.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

На основании приведенных выше соотношений были рассчитаны параметры R -каскада с заданными концентрациями целевого компонента с номером n в потоках отбора и отвала c_{nP} и c_{nW} . В качестве целевого компонента был выбран изотоп ^{235}U ($n=3$), опорным компонентом был выбран ^{238}U (с номером $k=5$). При расчете также были заданы следующие величины: концентрации компонентов в исходной смеси C_i^f и величина q_0 , рассчитанная по соотношению (8), при $q_0 = 1,8$.

На рисунке 1 приведены распределения концентраций изотопов ^{232}U , ^{234}U , ^{235}U и ^{236}U по длине обогатительной части каскада при дообогащении НОУ, полученного из регенерированного урана с начальным содержанием ^{235}U , эквивалентным 4% с учетом компенсации ^{236}U , до оружейного уровня (90% ^{235}U). Как видно из полученных зависимостей, с ростом концентрации целевого изотопа ^{235}U одновременно происходит обогащение смеси изотопами ^{232}U , ^{234}U и ^{236}U . Хотя концентрация ^{236}U к концу обогатительной части каскада начинает уменьшаться, содержание

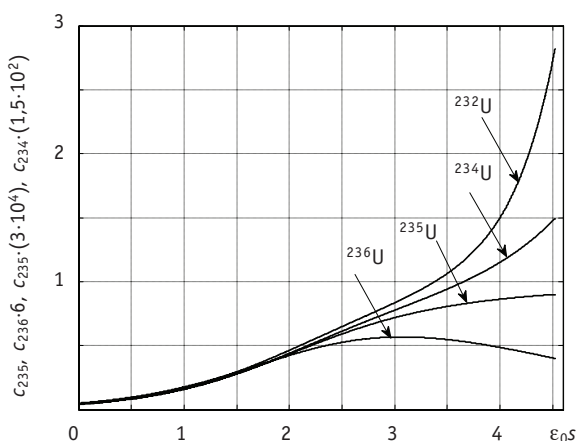


Рис. 1. Распределение долей изотопов ^{232}U , ^{234}U , ^{235}U и ^{236}U по длине обогатительной части каскада («0» – точка подачи потока питания каскада, отсчет ступеней от которой к точке отбора ведется в относительных единицах $\epsilon_0 s$, где $\epsilon_0 = \ln q_0$ – коэффициент обогащения, приходящийся на единичную разность массовых чисел, s – число ступеней в рассматриваемом участке каскада)

этого изотопа в отборе все равно выше, чем в смеси, питающей каскад.

При этом содержание ^{232}U выросло более чем в 23 раза (с $4.025 \cdot 10^{-4}$ до $9.4 \cdot 10^{-3}\%$). Это значит, что в продукте будут накапливаться продукты радиоактивного распада ^{232}U , обладающие жестким γ -излучением (с энергией γ -квантов более 1 МэВ).

В таблице 2 представлены варианты расчета мощности гамма-излучения от

Таблица 2

Мощность γ -дозы на расстоянии 1 м от образцов с обогащенным ураном, полученным из природного урана и регенерата

Источник урана	Природный уран		Регенерат	
	Обогащение, %	90	4.3	90
Мощность дозы, мкЗв/ч	0.034	0.044	6.04	60
Отношение к обогащенному урану, полученному из природного	1	1.3	170	~1700

образцов (массой 5 кг), полученных из природного и регенерированного урана.

Видно, что накопление ^{232}U при обогащении регенерированного урана приводит к существенному росту мощности дозы для высокообогащенного регенерата. В результате мощность дозы от образца с регенерированным ураном 90%-го обогащения превышает в ~600 раз нормальный фон гамма-излучения. Это жесткое γ -излучение с высокой проникающей способностью, что говорит о повышенной вероятности обнаружения подобных объектов при проведении поиска несанкционированной ядерной деятельности с помощью радиационного мониторинга.

Следует отметить, что с точки зрения изготовления ЯВУ (хоть и с существенно меньшим риском [3]) определенную опасность может представлять и выделенный плутоний. Для регенерированного урана эта опасность также снижается, наличие ^{236}U в свежем топливе приведет к накоплению б-активного изотопа ^{238}Pu в плутонии.

В самом деле, как показали исследования, выполненные в [15], рост содержания ^{236}U в свежем топливе при многократном рецикле топлива (включая изготовление, облучение, выдержку, переработку и каскадное обогащение) приводит к заметному возрастанию содержания ^{238}Pu . Эту тенденцию иллюстрируют рис. 2 и 3, на которых приведены доли ^{236}U и ^{238}Pu в облученном топливе на стадиях ре-

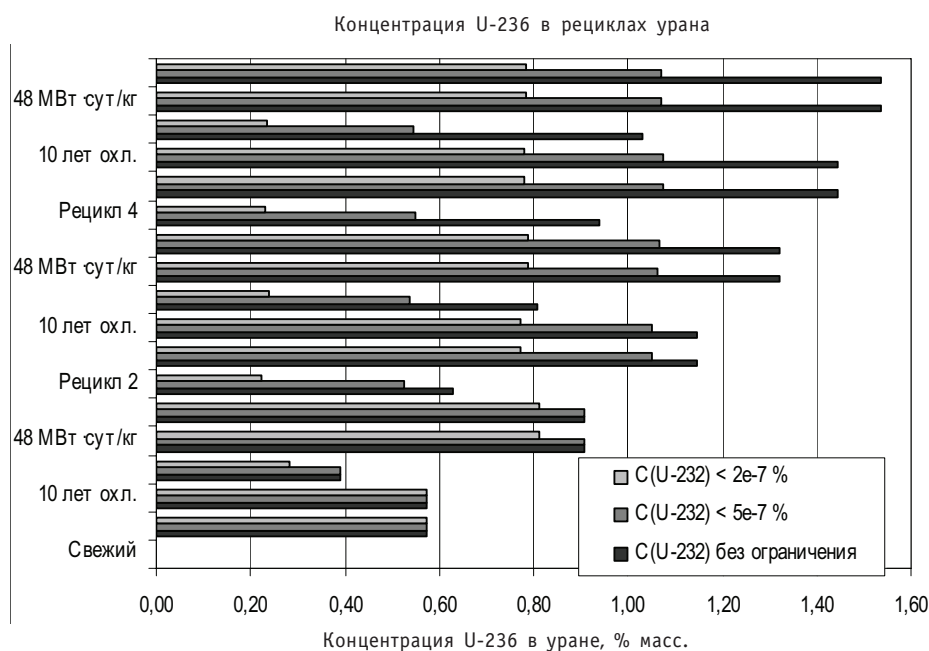


Рис. 2. Изменение массовой доли ^{236}U в процессе многократного рециклирования урана

цикла при различных ограничениях на содержание ^{232}U в свежем топливе.

Таким образом, использование регенерированного урана в НОУ-топливе, предназначенном для экспортных поставок, может оказаться комплексным решением, одновременно повышающим защищенность урана в свежем топливе и плутония в облученном топливе.

Самозащищенность НОУ-топлива, изготовленного из регенерированного урана, и особенности технологии его изготовления нуждаются в дальнейшем исследовании.

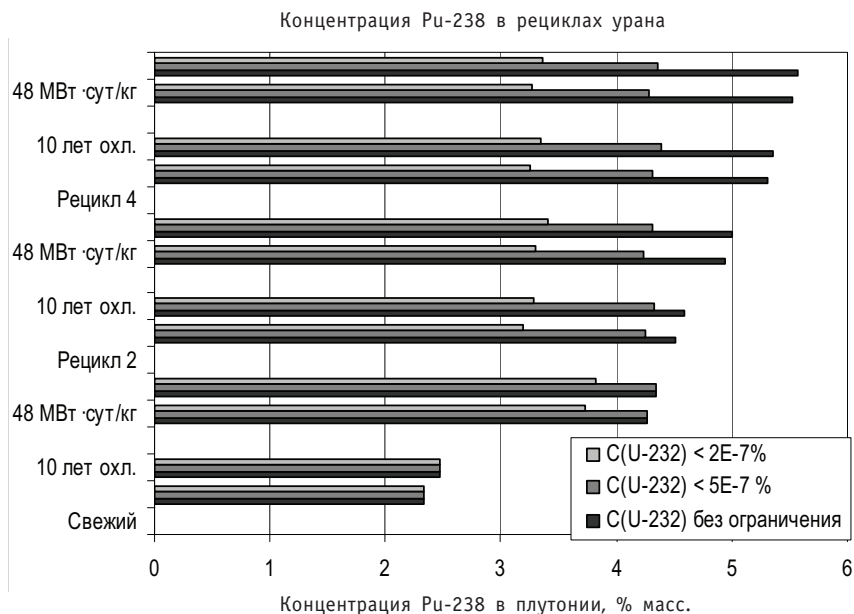


Рис. 3. Изменение массовой доли ^{238}Pu в процессе многократного рециклирования урана

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Изложен подход к созданию уранового топлива легководных реакторов с внутренне присущей защитой от возможности несанкционированного переключения и дальнейшего использования при создании ЯВУ.

Выполнены оценки загрязнения урана изотопами ^{232}U и ^{236}U при различных уровнях дообогащения, если в качестве исходного материала используется регенерированный уран.

Показано, что использование регенерированного урана в НОУ-топливе, предназначенном для экспортных поставок, может оказаться комплексным решением, позволяющим одновременно повысить его защищенность (благодаря наличию в нем изотопа ^{232}U) и защищенность плутония в облученном топливе (благодаря наличию изотопа ^{236}U в свежем топливе). Однако для этого, по меньшей мере, необходимо унифицировать требования к допустимой мощности дозы ионизирующих излучений от свежих ТВС с МОХ- и урановым топливом, поскольку это позволит увеличить содержание изотопа ^{232}U в последнем.

Литература

1. Румянцев А.Н. Метод квантильных оценок неопределенностей // Атомная энергия. – 2007. – Т. 102. – Вып. 4. – С. 208-215.
2. Alekseev P.N., Borisevich V.D., Ivanov E.A., Nevinitza V.A., Ponomarev-Stepnoy N.N., Rumyantsev A.N., Smirnov A.Yu., Sulaberidze G.A., Shmelev V.M. Concept of Application of Recycled Uranium to Increase the Security of Export Deliveries of Light Water Reactor Fuel / In Proceedings of 10th International Workshop on Separation Phenomena in Liquids and Gases, August 11-14, 2008. Angra dos Reis, Brazil.
3. Пономарев-Степной Н.Н., Антипов С.В., Григорьев А.С., Мелков Е.С., Невиница В.А., Румянцев А.Н., Сухоручкин В.К., Шмелев В.М. Нераспространение и атомная энергетика. Серия: Физико-технические проблемы атомной энергетики. – М.: ИздАт, 2008. – С. 39-45.
4. Сулаберидзе Г.А., Палкин В.А., Борисевич В.Д., Борман В.Д., Тихомиров А.В. Теория разделения изотопов в каскадах / Под ред. В.Д. Бормана: Учебное пособие. – М.: МИФИ, 2007. – 396 с.
5. Палкин В.А., Комаров Р.С. Оптимизация параметров каскада газовых центрифуг для разделения

ния регенерированного урана. В книге: Физико-химические процессы при селекции атомов и молекул, Звенигород, Октябрь 2005. – С.50-55.

6. *Проселков В.Н., Алешин С.С., Попов С.Г., Татауров А.Л. и др.* Анализ возможности использования топлива на основе регенерата урана в ВВЭР1000//Атомная энергия. – 2003. – Т. 95. – Вып. 6. – С. 422-428.

7. *Алексеев П.Н., Иванов Е.А., Невиница В.А., Пономарев Степной Н.Н., Румянцев А.Н., Шмелев В.М.* Повышение защищенности экспортных поставок топлива легководных реакторов при использовании регенерированного урана//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 2. – С. 3-9.

8. *Alekseev P.N., Ivanov E.A., Nevinitza V.A., Ponomarev-Stepnoy N.N., Rumyantsev A.N., Borisevich V.D., Smirnov A.Yu., Sulaberidze G.A.* Physical Principle of Manufacturing Light Water Reactor Fuel with Inherent Proliferation Resistance Properties//In Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, Paper 9133.

9. *Зарицкая Т.С., Зарицкий С.М., Круглов А.К., Матвеев Л.В., Рудик А.П., Центер Э.М.* Зависимость образования ^{232}U в ядерном топливе от спектра нейтронов//Атомная энергия. – 1980. – Т. 48. – Вып. 2. – С. 67-70.

10. *Ран Ф., Адамантиес А., Кентон Дж., Браун Ч.* Справочник по ядерной энерготехнологии /Под ред. В.А. Легасова. – М.: Энергоатомиздат, 1989.

11. *Крючков Э.Ф., Ансэ В.А., Глебов В.Б., Краснобаев А.С., Шмелев А.Н.* Обогащенный уран, с добавлением изотопа ^{232}U : защищенность от неконтролируемого распространения//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 2. – С. 26-33.

12. Methodology for the assessment of innovative nuclear reactors and fuel cycles. – IAEA-TECDOC-1434, 2004.

13. *Глебов В.Б., Шмелев А.Н., Ансэ В.А., Цветков П.В., Синцов А.Е.* Долговременная защита ТВС с МОХ-топливом от неконтролируемого распространения ядерных материалов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – № 2. – С. 90-95.

14. *Sulaberidze G.A. and Borisevich V.D.* Cascades for separation of multicomponent isotope mixtures//Sep. Sci. and Technol. – 2001. – V. 36. – P. 1769-1817.

15. *Alekseev P.N., Dudnikov A.A., Nevinitza V.A., Proselkov V.N., Chibinyaev A.V., Smirnov A.Yu., Sulaberidze G.A.* Evolution of multi-recycled uranium isotope composition in closed fuel cycle of light water reactors/Proceedings of the International Conference Global 2009, Paris, France, September 6-11, Paper 9454.

in the containment model; steam-water mixture pressure of atmospheric pressure 650 кПа; and heat flux density of 322 KW/m². Given are comparative analysis results for obtained experimental and calculated heat transfer values; closing correlations are proposed.

УДК 532.526.4: 621.039.534

Investigation of Supercritical Parameters Water Flow Problem by the ANSYS-CFX and Star-CD Codes \I.A. Chusov, A.S. Shelegov, V.I. Slobodchuk, V. Ukraintsev, A.N. Yarkin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 1 table, 13 illustrations. – References, 8 titles.

Results of analysis of evaluations made by codes ANSYS-CFX and STAR-CD for water flow with supercritical parameters with experimental data of the State Research Center «Institute of Physics and Power Engineering» are presented. Evaluations were carried out with the use of five model of turbulence. It is shown that calculation results are in satisfactory accordance with experimental data. The problem of forming the M-type profile of velocity is considered separately.

УДК 621.039.54

Increase of Burn-up and Proliferation Protection of Light Water Reactors Fuel at Combined Introduction of ²³¹Pa and ²³⁷Np into its Composition \G.G. Kulikov, E.G. Kulikov, E.F. Kryuchkov, A.N. Shmelev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 12 illustrations. – References, 13 titles.

It is founded the use of nuclides ²³¹Pa and ²³⁷Np in fuel composition of light water reactors as burnable absorbers, which allow us to reduce initial reactivity excess, increase essentially fuel lifetime and reach ultra high fuel burn-up as well strengthen proliferation protection of fuel.

Introduce of ²³⁷Np into fuel composition would allow decreasing requirements of ²³¹Pa content which is difficult of access in considerable amounts. While ²³⁷Np is in spent fuel of nuclear power plants and at present time is not used and is a problem in respect to its storage and processing. So it is expedient to review ways of its involving into nuclear fuel cycle.

УДК 621.039.543.4

Introduction of Reprocessed Uranium into Fuel Composition of Light-Water Reactors as a Protective Measure Against Proliferation \A.Yu. Smirnov, V.A. Apse, V.D. Borisevich, G.A. Sulaberidze, A.N. Shmelev, A.A. Dudnikov, E.A. Ivanov, V.A. Nevinitza, N.N. Ponomarev-Stepnoi; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 15 titles.

The paper presents a physical principle for development of advanced LWR fuel with inherent resistance to unauthorized usage and proliferation of uranium-based nuclear materials. Key point of the principle consists in the use of reprocessed uranium extracted from spent fuel in fabrication of fresh fuel assemblies for export deliveries. Introduction of reprocessed uranium into fresh uranium fuel compositions can complicate substantially any diversions of nuclear materials from fuel assemblies thanks to the presence of uranium isotope ²³²U in reprocessed uranium. Any attempts of uranium re-enrichment up to the weapon-grade level will fail because of rapid increase of ²³²U content and its high-energy gamma-radiation. This technical measure, in combination with restricted accessibility of isotope separation technologies concentrated in the International nuclear technology centers and unification of requirements to dose rates of ionizing radiation from fresh fuel assemblies, can reduce significantly the proliferation risk related to export deliveries of low-enriched uranium fuel.

УДК 621.039.52.034.3

Studies of Electromagnetic Suspension of Turbomachine's Rotor for Nuclear Power Plant with High Temperature Reactor and Gas-Turbine Cycle \N.G. Kodochigov, S.M. Dmitriev, I.V. Drumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 14 titles.

Prospects of applying of a direct gas-turbine cycle for nuclear power plants with high-temperature gas-cooled reactors are analyzed in this paper. Here are described the basic characteristics and requirements of a design, which provide a high level к.п.д of such type of reactors with direct gas-turbine cycle and its advantage in comparison with similar designs with steam-turbine installations. Data about development of the technology in the countries, which design and maintain high-temperature gas-cooled reactors, are cited.