

## ПОВЫШЕНИЕ ЗАЩИЩЕННОСТИ ЭКСПОРТНЫХ ПОСТАВОК ТОПЛИВА ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА

П.Н. Алексеев, Е.А. Иванов, В.А. Невиница,  
Н.Н. Пономарев-Степной, А.Н. Румянцев, В.М. Шмелев  
*Российский научный центр «Курчатовский институт», г. Москва*



В настоящей статье рассматривается возможность снижения риска распространения путем повышения защищенности свежего топлива легководных реакторов от нерегламентированного использования в случае выхода страны-получателя поставок из режима гарантий МАГАТЭ.

Современное состояние ядерной энергетики характеризуется постепенным переходом от стагнации к широкомасштабному развитию. При этом согласно прогнозам, произойдет существенный рост мощностей в ныне неядерных странах или в странах с небольшой долей ЯЭ в топливно-энергетическом балансе страны. В документах последнего саммита G8 декларируется приверженность большинства участников ядерно-энергетическому развитию. Предполагается, что рост мощностей ЯЭ в неядерных странах будет происходить за счет строительства типовых усовершенствованных энергоблоков *PWR*, *BWR* и ВВЭР, разработанных в США, странах Евросоюза, Японии и России. Предполагается также широкомасштабное строительство реакторов малой и средней мощности (АСММ) [1, 2], которые (как и блоки большой мощности) будут в значительной степени обеспечиваться топливом за счет экспортных поставок (или поставляться уже загруженными топливом). Для того чтобы избежать повышения риска распространения ядерного оружия, и инициатива Президента России В.В. Путина (ИНПРО), и инициатива Президента США Джорджа Буша (*GNEP*), среди всех остальных предложений включают в себя разработку ядерных технологий с внутренне присущими свойствами защищенности от распространения.

В статье на основе численных оценок риска распространения для ныне функционирующих технологий ядерной энергетики рассматривается возможность снижения риска распространения путем повышения защищенности свежего топлива легководных реакторов от нерегламентированного использования в случае выхода страны-получателя поставок из режима гарантий МАГАТЭ.

Для оценки риска распространения был применен квантильный метод оценок неопределенностей [3]. Предполагалось, что в качестве исходных материалов в технологической цепочке для изготовления ядерных взрывных устройств могут

быть использованы такие материалы, как низкообогащенный уран (НОУ), высокообогащенный уран оружейного качества (ВОУ), энергетический плутоний Pu(e) из отработанного топлива ядерных реакторов атомных станций, и оружейный плутоний Pu(w).

Полагалось, что риск распространения может быть оценен как функция следующих безразмерных параметров, характеризующих основные компоненты возможного сценария распространения, связанного с деятельностью преступных группировок:

- длительность периода создания некоторого арсенала ядерных взрывных устройств – ( $T$ ); увеличение длительности периода ведет к снижению риска;
- стоимость создания арсенала, включая вложения во все компоненты технологической цепочки по созданию ядерных взрывных устройств из исходного материала и включая стоимость исходного материала ( $F$ ); увеличение стоимости создания арсенала ведет к снижению риска;
- сложность научно-технических задач, решаемых при создании арсенала ( $C$ ); увеличение сложности ведет к снижению риска;
- скрытность создания арсенала ( $S$ ); увеличение скрытности ведет к увеличению риска;
- технологическая безопасность работ по созданию арсенала ( $D$ ); увеличение безопасности ведет к увеличению риска;
- доступность исходного материала ( $A$ ); увеличение доступности исходного материала ведет к увеличению риска.

За единицу при оценке указанных компонентов принимались значения, характерные при применении ВОУ в качестве исходного материала для изготовления относительно небольшого арсенала ядерных взрывных устройств.

В исходных определениях риск распространения, выраженный через безразмерные параметры, определяется выражением:

$$R = \frac{(S \times D \times A)}{(T \times F \times C)} \quad (1)$$

Ниже, в табл. 1 приведены диапазоны возможных значений безразмерных параметров, оценки их математических ожиданий и оценка риска распространения  $R$ , определяемая соотношением (1).

Значения нижних и верхних границ возможных значений безразмерных параметров получены в результате усреднения экспертных оценок.

Значения риска  $R$  приведены с указанием верхней и нижней границы 90-процентного доверительного интервала ошибки определения риска (квантилей  $R_{05}$  и  $R_{95}$ ) и значения математического ожидания риска  $R_0$ .

Таблица 1

**Значения параметров, характеризующих компоненты возможного сценария распространения ядерного терроризма и риск распространения**

Исходный материал	T1-T2 To	F1-F2 Fo	C1-C2 Co	S1-S2 So	D1-D2 Do	A1-A2 Ao	Ro5-R95 Ro
НОУ	1.5 – 3 2.1	2 – 5 3.1	1.5 – 3 2.1	10 – 50 22	0.5 – 1 0.7	10 – 100 31	8.6 – 164 49
ВОУ	1	1	1	1	1	1	1
Pu(e)	3 – 10 5.5	4 – 10 6.3	2 – 6 3.5	0.2 – 0.9 0.42	0.2 – 0.9 0.42	0.1 – 5 0.7	0.00014 – 0.0123 0.0025
Pu(w)	1.5 – 4 2.4	1 – 5 2.2	2 – 4 2.8	0.2 – 0.9 0.42	0.5 – 0.9 0.67	0.1 – 0.5 0.22	0.00039 – 0.0045 0.0016

Как следует из данных табл. 1, при применении в качестве исходных материалов энергетического или оружейного плутония значения риска  $R_0$  статистически неразличимы несмотря на некоторые различия в математических ожиданиях риска, оба вида плутония представляют практически одинаковый риск, поскольку 90-процентные доверительные интервалы ошибок в определении риска перекрываются. Однако риск от применения плутония много меньше риска, возникающего при использовании урана.

В то же время наибольший риск распространения ядерного оружия возникает при использовании в качестве исходного материала низкообогащенного урана (НОУ) и применении современных технологий изотопного обогащения (центрифужной технологии). Решающими факторами, определяющими значение этого риска, являются ожидаемая большая скрытность создания арсенала ( $S$ ) и доступность исходного материала ( $A$ ) даже при относительно больших финансовых затратах ( $F$ ). Следует отметить, что, несмотря на большие неопределенности в диапазонах значений параметров, характеризующих компоненты сценария распространения, полученные значения риска  $R_0$  для НОУ и ВОУ статистически различимы. Риск для ВОУ находится вне 90-процентного доверительного интервала ошибки определения риска для НОУ.

Инициатива Президента России В.В. Путина по созданию международных центров ядерного топливного цикла позволяет ограничить доступ к технологиям обогащения, однако при этом пользователю предполагается поставлять ядерный материал, являющийся существенно более удобным стартовым материалом для переключения, чем природный уран. Так, например, оценки объема разделительных работ и расхода материала, выполненные в соответствии с методикой из работы [4], показывают, что объем работы разделения, необходимый для получения 1 кг урана 90% обогащения из природного урана при содержании изотопа  $^{235}\text{U}$  в отвале 0.4% составляет величину 170 ЕРР при расходе материала 288 кг, а в случае, когда в качестве стартового материала используется уран с обогащением 4% при том же содержании  $^{235}\text{U}$  в отвале, объем разделительных работ составляет величину 60 ЕРР при расходе материала 25 кг.

Полученные оценки говорят о том, что придание свежему, содержащему низкообогащенный уран топливу свойств, обеспечивающих дополнительные барьеры защиты на пути накопления оружейных ядерных материалов, может рассматриваться в настоящий момент как важный элемент снижения риска распространения при экспортных поставках топлива. Вместе с тем, как отмечено в проекте ИНПРО [1], повышение сопротивляемости ЯЭ распространению ядерного оружия не должно приводить к ухудшению эксплуатационных качеств, что накладывает ограничения на введение в ядерное топливо примесей, затрудняющих его использование для накопления оружейных ядерных материалов.

Одним из возможных путей повышения защищенности может стать применение регенерированного урана [5], который, кроме традиционного для низкообогащенного топлива набора изотопов  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ , содержит и другие, среди которых наиболее важную роль играют изотопы  $^{232}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$ . Ядра  $^{232}\text{U}$ , являясь родоначальниками длинной цепочки распадов, в которой присутствует  $^{208}\text{Tl}$ , имеющий высокоэнергетическое гамма-излучение [6]. Ядра изотопа  $^{236}\text{U}$  ухудшают нейтронно-физические свойства ядерного топлива, поскольку привносят в него дополнительное поглощение нейтронов. Наличие изотопов  $^{232}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$  в низкообогащенном уране является индивидуальным идентификатором каждой конкретной партии топлива, что при наличии внешнего мониторинга обеспечивает выполнение принципа сохранения знаний о ядерном материале и позволяет отследить все

его перемещения, вплоть до загрузки в реактор. С другой стороны, в отличие от свежего топлива легководных реакторов, сделанного из природного урана, аналогичное топливо, изготовленное из регенерата, может оказаться гораздо менее удобным материалом для переключения, поскольку наличие изотопа  $^{232}\text{U}$  будет осложнять радиационную обстановку, а наличие  $^{236}\text{U}$  – ухудшать нейтронно-физические характеристики переключаемого материала. Кроме того при  $\alpha$ -распаде  $^{232}\text{U}$  будет образовываться  $^{228}\text{Th}$ , фторид которого является нелетучим соединением [7, с. 142], поэтому возникнут проблемы с отделением дочерних продуктов.

Изложим физическую сущность предлагаемого подхода на примере центрифужного обогащения регенерированного урана с начальным обогащением по изотопу  $^{235}\text{U}$  эквивалентным 4% (массовых), с учетом компенсации  $^{236}\text{U}$  дополнительным дообогащением по изотопу  $^{235}\text{U}$  [5].

Анализ динамики изменения изотопного состава обогащаемого продукта по длине каскада (рис. 1–3) показывает, что относительная концентрация  $^{236}\text{U}$  (рис. 2) успевает не только достичь своего максимума раньше, чем относительная концентрация  $^{235}\text{U}$  (рис. 1), но и снизиться к тому моменту, когда относительная концентрация изотопа  $^{235}\text{U}$  достигает своего максимального значения. Этот факт говорит о том, что наличие примеси изотопа  $^{236}\text{U}$  в регенерированном уране не является непреодолимым барьером при попытке переключения урана из ТВС для создания ядерного взрывного устройства (ЯВУ).

Относительные концентрации изотопов  $^{234}\text{U}$  (рис. 1) и  $^{232}\text{U}$  (рис. 3), напротив, не успевают достичь максимума к моменту достижения максимального значения относительной концентрацией  $^{235}\text{U}$ , что говорит о том, что обогащение смеси по

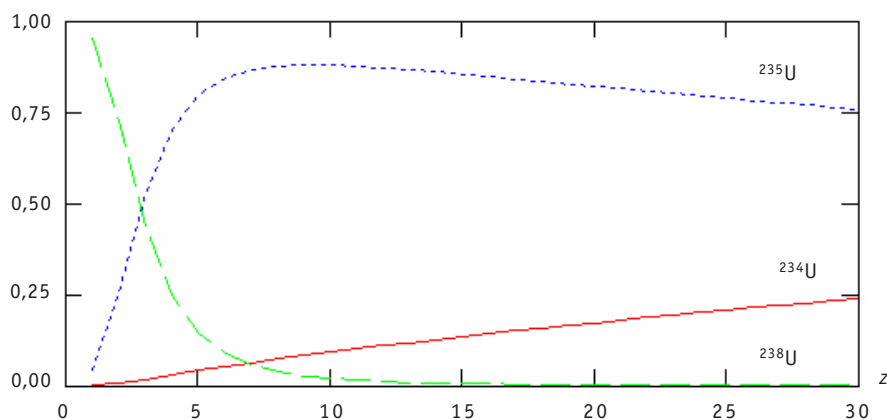


Рис. 1. Распределение относительных концентраций  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  по длине каскада

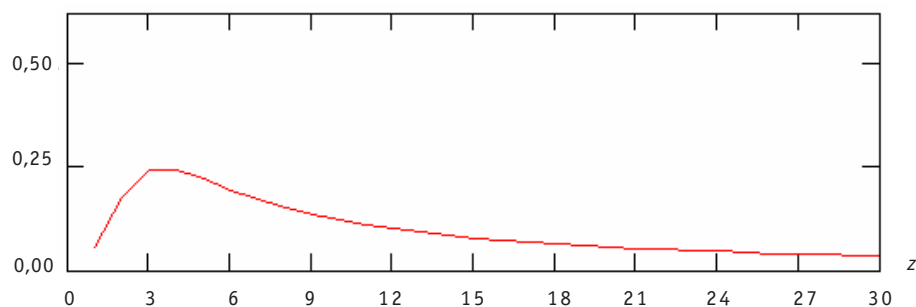
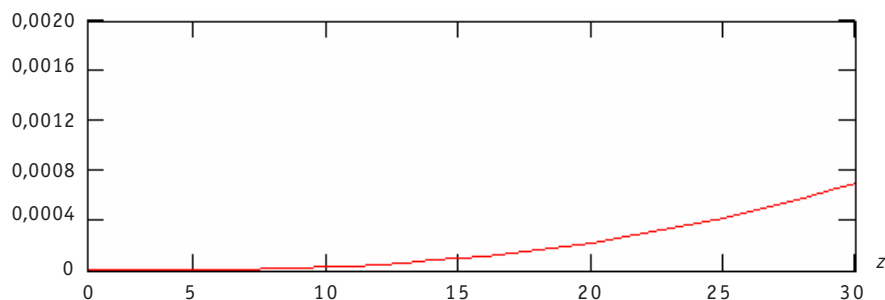


Рис. 2. Распределение относительной концентрации  $^{236}\text{U}$  по длине каскада

Рис. 3. Распределение относительной концентрации  $^{232}\text{U}$  по длине каскада

изотопу  $^{235}\text{U}$  будет приводить к одновременному обогащению по изотопам  $^{234}\text{U}$  и  $^{232}\text{U}$ .

Принимая во внимание, что продукты распада  $^{232}\text{U}$  являются излучателями жестких гамма-квантов, следует признать, что в данном случае возникновение радиационного барьера будет являться следствием переключения ядерного материала из свежего топлива для создания ЯВУ (т.е. следствием действий самого пролифератора, поскольку изначально топливо было изготовлено с учетом экологических и эксплуатационных требований [5]). Следует отметить, что технология очистки регенерированного урана от изотопа  $^{232}\text{U}$  является трудоемкой и в настоящее время она отсутствует даже в большинстве ядерных стран. Поэтому при использовании регенерата урана в качестве свежего топлива попытка использовать это топливо для незаявленного переключения в ЯВУ будет приводить к загрязнению обогатительного оборудования, и, следовательно, к увеличению проблем пролифератора при попытке создания ЯВУ.

Выполненные оценки продемонстрировали, что в отличие от топлива, сделанного из природного урана, топливо, изготовленное из регенерированного урана, обладает потенциалом защищенности от переключения в ЯВУ, поскольку содержит изотоп  $^{232}\text{U}$ , который серьезно осложняет радиационную обстановку при изготовлении ЯВУ.

Так, например, для образца урана массой 5 кг были рассчитаны дозы ионизирующего излучения, которые получает работник в ходе операций с ними. Предполагается, что образец находится на расстоянии около 1 м от человека, а время его выдержки до проведения операций с ним равно одному году.

В этом случае в образцах накапливаются продукты распада, являющиеся источниками фотонов высоких энергий.

Рассмотрены следующие варианты:

- 1) уран с обогащением до 4.3% по изотопу  $^{235}\text{U}$ , полученный из природного урана;
- 2) уран с обогащением до 90% по изотопу  $^{235}\text{U}$ , полученный из природного урана;
- 3) уран с обогащением до 4.3% по изотопу  $^{235}\text{U}$ , полученный из регенерированного урана;
- 4) уран с обогащением до 90% по изотопу  $^{235}\text{U}$ , полученный из регенерированного урана.

Рассчитанные для представленных вариантов мощности дозы представлены ниже в табл. 2.

Отношение мощности дозы демонстрирует влияние присутствующего в регенерате малого количества  $^{232}\text{U}$  (дочерних продуктов его распада) на радиационные характеристики топлива. Исходное количество  $^{232}\text{U}$  при обогащении возрастает,

Таблица 2

**Мощность дозы фотонов на расстоянии 1 м от образца для обогащенного урана, полученного из природного сырья и регенерата**

Источник урана	Природный уран		Регенерат	
Обогащение	4.3%	90%	4.3%	90%
Мощность дозы, мкЗв/ч	0.034	0.044	6.04	60
Отношение к обогащенному природному урану	1	1.3	1.7E+02	1.7E+3

чем и объясняется такой существенный рост мощности дозы для высокообогащенного регенерата. При этом, естественно, снизятся безопасность и возможность скрытного выполнения работ с ядерным материалом при изготовлении ЯВУ (факторы  $D$  и  $S$  в формуле (1)).

Если предположить, что  $^{232}\text{U}$  в регенерате отсутствует, то ожидаемая мощность дозы снижается до 0.09 и 0.65 мкЗв/ч, что уже приемлемо для продолжительной работы с образцом.

И, тем не менее, следует отметить, что к настоящему моменту времени в полной мере потенциал самозащищенности топлива, изготовленного с применением регенерированного урана, не исследован.

Цикл исследований самозащищенности ядерного топлива из регенерата урана должен включать в себя следующие работы:

- 1) оценку уровня радиоактивного загрязнения обогатительного оборудования при обогащении до 90% урана, полученного из содержащего регенерат ядерного топлива, с учетом фактора времени;
- 2) сравнительный анализ привлекательности материалов, полученных переключением (т.е. путем использования гражданского ядерного материала для получения материала оружейного качества) из штатной ТВС со свежим ураном и ТВС на основе регенерата урана;
- 3) прогнозные оценки объемов переработки топлива и объемов накопления регенерированного урана;
- 4) анализ ограничений на количество изотопа  $^{232}\text{U}$  с учетом технологической цепочки производства топлива, неопределенностей изотопного состава и транспортно-технологических операций на АЭС;
- 5) определение допустимых содержаний  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$  в перспективных топливных циклах легководных реакторов и АСММ с точки зрения соблюдения проектных пределов и анализ неопределенностей.

С учетом того, что в настоящее время партия ТВС, изготовленных из регенерата урана успешно используется в загрузке 2 блока Калининской АЭС, кроме того, есть опыт эксплуатации аналогичного топлива на Кольской АЭС (в реакторе ВВЭР-440), следует отметить, что в настоящее время уже существует успешный опыт обоснования топлива из регенерата урана для использования в легководных реакторах.

Рассматриваемые в настоящее время проекты атомных электростанций малой и средней мощности (АСММ) [8] отличаются с точки зрения нераспространения от рассмотренного выше реактора ВВЭР-1000, в первую очередь, тем, что в них используется топливо повышенного обогащения (10–20%), которое является еще более удобным исходным материалом, чем топливо ВВЭР. Поскольку такие реакторы предполагается использовать в отдаленных районах, то нельзя исключить возможность захвата всей установки вместе со свежим топливом на этапе транспортировки. В этом случае проблема защищенности свежего топлива не менее актуальна, чем в реакторах большой мощности. Применение в загрузке АСММ ре-

генерированного урана из ОЯТ ВВЭР-440, исследовательских и транспортных реакторов, реакторов БН-350 и БН-600 [5,9] может не только существенно смягчить остроту этой проблемы, но и сделать целесообразной переработку ОЯТ ВВЭР-1000.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе рассмотрен сценарий выхода страны-получателя ядерного топлива из режима гарантий МАГАТЭ. Показано, что применение регенерированного урана для изготовления топлива легководных реакторов для экспорта в страны-получатели затрудняет переключение ядерного материала из ТВС благодаря наличию изотопа  $^{232}\text{U}$ , 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, эта техническая мера может существенно снизить риск распространения, связанный с экспортными поставками топлива из низкообогащенного урана. Получена оценка максимального уровня загрязнения переключаемого ядерного материала изотопом  $^{232}\text{U}$  для заданного изотопного состава исходного топлива. Предложена концепция исследований защищенности экспортных поставок ТВС легководных реакторов с регенератором урана.

## Литература

1. Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles. IAEA-TECDOC-1434.
2. The Global Nuclear Energy Partnership: Greater Energy Security in a Cleaner, Safer World. (www.gnep.energy.gov)
3. Румянцев А.Н. Прогнозирование развития ядерной энергетики и анализ неопределенностей в прогнозных оценках/Препринт РНЦКИ (ИАЭ-6296/15). – М., 2003.
4. Лебедев В.М. Ядерный топливный цикл. Технологии, безопасность, экономика. – М.: Энергоатомиздат, 2005.
5. Проселков В.Н., Алешин С.С., Попов С.Г., Татауров А.Л. и др. Анализ возможности использования топлива на основе регенерата урана в ВВЭР-1000//Атомная энергия. – 2003. – Т. 95. – Вып. 6. – С. 422-428.
6. Зарицкая Т.С., Зарицкий С.М., Круглов А.К., Матвеев Л.В., Рудик А.П., Центер Э.М. Зависимость образования  $^{232}\text{U}$  в ядерном топливе от спектра нейтронов//Атомная энергия. – 1980. – Т. 48. – Вып. 2. – С. 67-70.
7. Ран Ф., Адамантиес А., Кентон Дж., Браун Ч. Справочник по ядерной энерготехнологии/Под ред. В.А. Легасова. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
8. Status of Innovative Small Medium Sized Reactor Designs 2005. IAEA-TECDOC-1485.
9. Дудников А.А., Невиница В.А., Субботин С.А. О содержании урана-232 в отработавших ТВС реактора на быстрых нейтронах с урановой загрузкой/В кн. «Физические проблемы эффективного и безопасного использования ядерных материалов». – М.: МИФИ, 2002. – С. 59-60.

Поступила в редакцию 4.12.2006



## ABSTRACTS OF THE PAPERS

### УДК 621.039.543.4

*Increasing of Security of Export Deliveries of Light Water Fuel due to Recycled Uranium Utilization \ P.N. Alekseev, E.A. Ivanov, V.A. Nevinitza, N.N. Ponomarev-Stepnoi, A.N. Rumyantsev, V.M. Shmelev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References – 9 titles.*

In current paper we consider a possibility of decreasing proliferation risk, dealing with export deliveries of light water reactors fuel. It is shown, that implementation of recycled uranium make it possible to create fuel with intrinsic self-protection properties relatively diversion scenarios in case of IAEA safeguards breakdown.

### УДК 621.039

*Analysis of the Influence of Possible Nuclear Energy Development Scenarios on the Scale of Inspection Activity to Maintain the Nonproliferation Regime \ A.A. Andrianov, Yu.A. Korovin, G.M. Pshakin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 tables, 8 illustrations. – References – 22 titles.*

An analysis of the influence of the possible nuclear energy development scenarios on the scale of inspection activity to maintain the nonproliferation regime is presented in the paper. The study was done based on nuclear energy development models by estimating the dynamics of nuclear materials growth and composition change for different development scenarios and strategies of nuclear materials management in the nuclear fuel cycle. The analysis was performed both for the evolutionary development scenario, assuming conservation of the present-day infrastructure and extrapolation of the current trends of nuclear energy development into the future, and for the innovative development scenario, assuming introduction of innovative nuclear reactor systems into the nuclear energy mix and solution of urgent problems of nuclear energy by means of these systems.

### УДК 621.039.54: 004.42

*Application of Message Model for Optimization of Two-Component Structure of a Large-Scale Nuclear Power System \ S. Yugay, V. Korobeynikov, M. Bock, Yu. Korovin, E. Fedorova, A. Andrianov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 6 pages, 3 tables, 6 illustrations. – References – 4 titles.*

The results of modeling the two-component structure of Russian nuclear power are presented. The assessment of each components share in total electricity generation at NPPs is made. The investigation results demonstrate the application of a software tool MESSAGE for optimizing the structure of energy systems with closed fuel cycle.

### УДК 621.039.543.4

*Enriched uranium with addition of  $^{232}\text{U}$ : protection against uncontrolled proliferation \ E.F. Kryuchkov, V.A. Apse, V.B. Glebov, A.S. Krasnobaev, A.N. Shmelev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 8 pages, 2 tables, 1 illustration. – References – 12 titles.*

The work considers a way of forming of inherent protective properties of nuclear materials and, first of all, enriched uranium. Protective barriers produced by incorporation of small additions of  $^{232}\text{U}$  into the fuel are considered. It is shown that a radiation barrier produced by decay of  $^{232}\text{U}$  and daughter products of its radiation chain is more stable in time than a barrier produced by fissile products. At that incorporation  $^{232}\text{U}$  into the fuel has positive effect for a system neutron balance.

It is analyzed a protective barrier on the way of unauthorized use of isotope separation technologies for enrichment of uranium which contains  $^{232}\text{U}$ . Incorporation of  $^{232}\text{U}$  into the uranium hexafluoride leads to make a protective radiochemical barrier on the way of possible unauthorized uranium