

# ОБОГАЩЕННЫЙ УРАН С ДОБАВЛЕНИЕМ ИЗОТОПА $^{232}\text{U}$ : ЗАЩИЩЕННОСТЬ ОТ НЕКОНТРОЛИРУЕМОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ

**Э.Ф. Крючков, В.А. Апсэ, В.Б. Глебов, А.С. Краснобаев, А.Н. Шмелев**  
*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),  
г. Москва*



В работе рассмотрен метод повышения внутренней защищенности урана от прямого или косвенного (посредством осуществления дообогащения) несанкционированного использования в неэнергетических целях.

## ВВЕДЕНИЕ

Не обладая внутренними свойствами защищенности, необлученные ядерные материалы (в первую очередь, материалы прямого использования [1], МПИ) являются потенциальными объектами повышенного риска с точки зрения их переключения на неэнергетические цели. Придание ядерным материалам внутренних защитных свойств является актуальной задачей, решение которой обеспечит широкое развитие ядерной энергетики.

Известно, что в ядерной энергетике нуждаются многие развивающиеся страны. Защита ядерных материалов при их передаче в развивающиеся страны является важной проблемой, особенно в страны, в которых учет, контроль и физическая защита ядерных материалов еще не находятся на высоком уровне. В этой связи возникает необходимость придать передаваемым ЯМ свойства, обеспечивающие создание внутренних защитных барьеров, в том числе радиационных, которые должны существенно затруднить выделение из топлива делящихся материалов.

Важным фактором, способствующим освоению технологии ядерной энергетики, является приобретение опыта в использовании исследовательских ядерных реакторов. Поэтому необходимо обеспечение защищенности ядерных материалов, которые в них используются (прежде всего, это высокообогащенный уран).

## ВНУТРЕННЯЯ ЗАЩИЩЕННОСТЬ МАТЕРИАЛОВ ПРЯМОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ

Для оценки внутренней защищенности используется идеология стандарта отработанного топлива, разработанная Национальной Академией наук США применительно к утилизации оружейного плутония (SFS-стандарт, [2]). Согласно этой идеологии МПИ должны иметь такую внутреннюю защищенность, чтобы не повышать заметно риск переключения делящихся материалов, связанный с имеющимся отработанным ядерным топливом (ОЯТ). Таким образом, уровень защитного радиационного барьера

© Э.Ф. Крючков, В.А. Апсэ, В.Б. Глебов, А.С. Краснобаев, А.Н. Шмелев, 2007

облученных тепловыделяющих сборок (ТВС) энергетических реакторов может определять степень радиационной защищенности МПИ.

Согласно выводам Национальной Академии наук США [2] на период утилизации оружейного плутония в этой стране средняя защищенность плутония в составе ОЯТ легководных реакторов оценивается 2–2.5 кбэр/ч на расстоянии 30 см от ТВС.

### ВЛИЯНИЕ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И U-232 НА ВНУТРЕННЮЮ ЗАЩИЩЕННОСТЬ МПИ И НЕЙТРОННЫЙ БАЛАНС В СИСТЕМЕ

Рассматриваются радиационные барьеры, порождаемые продуктами деления (FP) и за счет введения в топливо  $^{232}\text{U}$ . Внутреннюю радиационную защищенность МПИ можно характеризовать следующими тремя параметрами:

- уровень радиационного воздействия;
- длительность воздействия не ниже заданного уровня;
- неравномерность воздействия.

Исходя из этих параметров, ниже анализируются радиационные барьеры, порождаемые различными источниками гамма-излучения. Для оценки уровня радиационного барьера, обусловленного распадом продуктов деления (FP) и нелетучих продуктов деления (NFP), использован программный комплекс SCALE [3].

Из рис. 1 можно видеть, что радиоактивный распад FP создает радиационный барьер с большой неравномерностью во времени, особенно, если из топлива извлекаются легколетучие FP (Cs и др.) и что если в топливе присутствует 1% т.а.  $^{232}\text{U}$ , то имеется начальное окно пониженной защищенности, однако оно регулируется предварительной выдержкой  $^{232}\text{U}$  и накоплением дочерних продуктов цепочки его распада.

При анализе путей формирования радиационного барьера важно учитывать изменение нейтронного баланса в системе, который можно оценивать для делящихся изотопов величиной избытка нейтронов ( $\nu_{\text{ef}} - 1$ ) [4]. В табл. 1 показано влияние введения  $^{232}\text{U}$  в ядерные установки с различными спектрами нейтронов. В отличие от FP, обладающих значительным паразитным захватом нейтронов, вклад  $^{232}\text{U}$  в баланс нейтронов положительный при любом спектре нейтронов. Таким образом,  $^{232}\text{U}$  является одним из наиболее предпочтительных кандидатов для создания внутреннего долговременного радиационного барьера со стабилизированным во времени действием.

Из рис. 1 можно видеть также, что в целом защитный барьер, возникающий вследствие распада урана-232 и дочерних продуктов его радиоактивной цепочки, оказывается значительно более стабильным во времени, чем от FP.

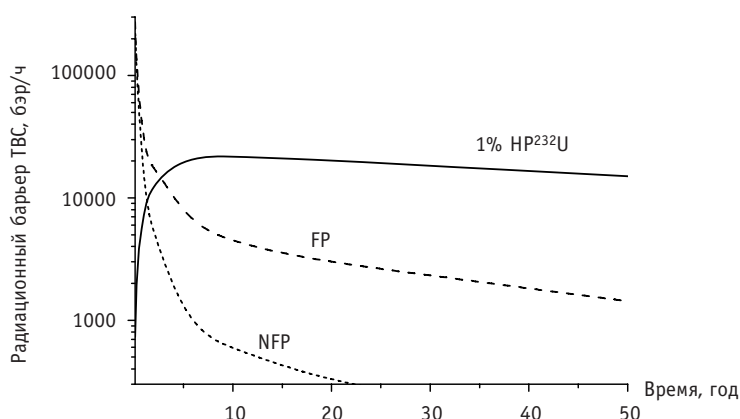


Рис. 1. Мощность экспозиционной дозы (радиационный барьер) от распада всех продуктов деления (FP) и после исключения легколетучих продуктов (NFP), а также для 1% т.а.  $^{232}\text{U}$  в топливе (облученная ТВС легководного реактора, расстояние 30 см от ТВС)

Таблица 1

**Значения некоторых нейтронно-физических параметров для изотопа  $^{232}\text{U}$  в системах с различными нейтронными спектрами**

	Спектр Максвелла ( $T=293\text{ K}$ )	Резонансный интеграл	Спектр деления
$\sigma_f$ , барн	77,1	415,6	2,49
$\sigma_c$ , барн	72,6	316,2	0,1
$\alpha$	0,94	0,76	0,04
$\nu_{ef} - 1$	+0,26	+0,39	+1,36

Далее рассмотрим, какие защитные барьеры возникают на пути несанкционированного применения технологии изотопного разделения для обогащения урана, в составе которого присутствует уран-232.

**ХИМИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В ГАЗООБРАЗНОМ  $\text{UF}_6$ , СОДЕРЖАЩЕМ В СВОЕМ СОСТАВЕ АЛЬФА-АКТИВНЫЙ КОМПОНЕНТ**

Под действием  $\alpha$ -излучения молекулы гексафторида урана ионизируются, разрушаются и теряя фтор превращаются в нелетучие фториды урана [5]. При этом высвобождается свободный фтор. К низколетучим и нелетучим фторидам урана относят  $\text{UF}_5$ ,  $\text{UF}_4$ ,  $\text{UF}_3$ , а также  $\text{U}_2\text{F}_9$  и  $\text{U}_4\text{F}_{17}$ , причем сведения о последних двух соединениях очень ограничены [6, 7]. Отмечается [7], что трифторид урана  $\text{UF}_3$  при температуре даже выше  $1000^\circ\text{C}$  должен обладать весьма слабой летучестью. Тетрафторид урана  $\text{UF}_4$  не является в заметной степени летучим даже при нагревании до  $800\text{--}880^\circ\text{C}$  в сухом азоте.

Экспериментальные результаты [5] указывают также на то, что если низшие фториды ( $\text{UF}_3$  и  $\text{UF}_4$ ) преимущественно адсорбируются на поверхности стенок, то пентафторид урана  $\text{UF}_5$  в большей степени накапливается в газовой фазе, в которой также накапливается и высвобождающийся фтор.

Нелетучие фториды урана ( $\text{UF}_4$ ,  $\text{UF}_3$  и, по-видимому,  $\text{U}_2\text{F}_9$  и  $\text{U}_4\text{F}_{17}$ ) при температурах менее  $150^\circ\text{C}$  почти не взаимодействуют с фтором [7] и поэтому рекомбинации их обратно в гексафторид урана  $\text{UF}_6$  не происходит. Однако, как отмечается в работе [5], когда в составе  $\text{UF}_6$  присутствует  $\alpha$ -активный радионуклид (в нашем случае это изотоп  $^{232}\text{U}$ ), то в газообразном гексафториде все время образуются ионизированные и возбужденные атомарный и молекулярный фтор, ионы фторидов урана. В этих условиях протекают ионно-молекулярные реакции рекомбинации между фтором и фторидами урана – продуктами диссоциации  $\text{UF}_6$ , что приводит к восстановлению гексафторида урана.

Важно отметить также, что если размеры объема, где находится гексафторид урана невелики или он находится при низком давлении, то образующиеся нелетучие фториды урана успевают адсорбироваться на поверхности объема, что приводит к существенному снижению скорости рекомбинации. В подтверждение этого, в работе [5] приведены экспериментальные данные по накоплению свободного фтора в составе гексафторида урана в процессе  $\alpha$ -облучения, а также данные по влиянию присутствия адсорбированных на поверхности объема нелетучих фторидов урана на баланс содержания гексафторида урана и свободного фтора в газовой фазе. Был также выявлен эффект, указывающий на то, что на поверхности преимущественно адсорбируются низшие фториды урана (трифторид урана  $\text{UF}_3$  и тетрафторид урана  $\text{UF}_4$ ) и в заметно меньшей степени – пентафторид  $\text{UF}_5$ .

В соответствии с экспериментальными данными [5] при наличии внутреннего источника  $\alpha$ -излучения радиационно-химический выход  $G(-\text{UF}_6)$  составляет величину

$0,9 \pm 0,31$ , говоря иными словами, в расчете на 100 эВ поглощенной энергии  $\alpha$ -частицы разрушается 0,9 молекулы гексафторида урана. Заметим, что согласно экспериментальным данным [8], под действием продуктов деления и нейтронного облучения в газофазном ядерном реакторе (топливо и теплоноситель –  $UF_6$ ) радиационно-химический выход  $G(-UF_6)$  составил величину 0,8, т.е. разрушалось 0,8 молекулы  $UF_6$  в расчете на 100 эВ поглощенной энергии.

### **ОЦЕНКА ВНУТРЕННЕГО ТЕПЛОТЫДЕЛЕНИЯ В $UF_6$ , СОДЕРЖАЩЕМ 1% $^{232}U$**

Оценка температурных условий при обращении с гексафторидом урана, содержащим  $^{232}U$ , была выполнена в предположении, что теплотыделение от  $\alpha$ -распада собственно  $^{232}U$  составляет 730 Вт/кг, что в пересчете на 1 моль  $^{232}U$  соответствует 170 Вт/моль. Если гексафторид урана содержит 1%  $^{232}U$ , тогда в одном моле такого гексафторида будет выделяться 1,7 Вт/моль  $UF_6$ .

Удельная теплоемкость гексафторида урана в соответствии с работой [7] составляет:

$$C_{p, \text{газ. } UF_6} = 140 \text{ Дж/моль } UF_6 \cdot K;$$

$$C_{p, \text{жид. } UF_6} = 195 \text{ Дж/моль } UF_6 \cdot K;$$

$$C_{p, \text{тв. } UF_6} = 167,5 \text{ Дж/моль } UF_6 \cdot K.$$

В адиабатических условиях в таком гексафториде урана будет наблюдаться прирост температуры со скоростью около  $30^\circ\text{C/ч}$ .

Наличие внутреннего источника тепла практически исключает возможность использования современных крупных контейнеров для хранения и транспортировки гексафторида урана в твердом виде. Как известно [9],  $UF_6$  поставляется на заводы по обогащению урана в твердом виде в транспортных контейнерах. Удельный вес гексафторида урана в твердом виде составляет  $5,06 \text{ г/см}^3$  ( $25^\circ\text{C}$ , кристаллическая структура), что соответствует плотности урана  $3,42 \text{ г/см}^3$  (в виде металла). При теплотыделении в уране (с 1%  $^{232}U$ ) на уровне  $7,3 \text{ Вт/кг } U$  плотность объемного теплотыделения в таком гексафториде урана составит  $q_v = 0,025 \text{ Вт/см}^3 UF_6$  (тв.). В длинном цилиндрическом контейнере с радиусом  $R$ , заполненном твердым гексафторидом урана, перепад температур между центром контейнера и его поверхностью  $T(0) - T(R)$  можно оценить по формуле

$$T(0) - T(R) = \frac{q_v \cdot R^2}{4\lambda_{UF_6}}.$$

В силу отсутствия данных о величине коэффициента теплопроводности твердого гексафторида урана для оценки была использована величина коэффициента теплопроводности для  $UF_6$  в жидком виде ( $\lambda_{UF_6} = 0,16 \text{ Вт/м}\cdot\text{K}$ ) [9]. Для сравнения отметим, что коэффициент теплопроводности древесины (береза) составляет  $0,15 \text{ Вт/м}\cdot\text{K}$ , а двуокиси урана –  $2 \text{ Вт/м}\cdot\text{K}$  [9,10]. Для того чтобы перепад температуры на гексафториде урана в контейнере не превышал  $100^\circ\text{C}$  нужно, чтобы его радиус был меньше 5 см. Заметим, что диаметр используемых транспортных контейнеров для гексафторида урана достигает 1,2 м [9].

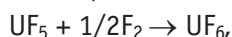
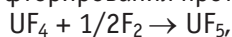
Таким образом, введение в состав гексафторида урана 1%  $^{232}U$  вызывает необходимость дробить материал на весьма мелкие порции и обеспечивать надежный теплоотвод.

**О СОСТАВЕ ГАЗООБРАЗНОГО ГЕКСАФТОРИДА УРАНА ПРИ НАЛИЧИИ ВНУТРЕННЕГО ИСТОЧНИКА АЛЬФА-ИЗЛУЧЕНИЯ**

Из обсуждения, приведенного выше, можно сделать вывод о том, что содержание свободного фтора и пentaфторида урана в газообразном гексафториде урана будет в существенной мере зависеть от величины давления, конкретной конструкции и размеров устройства, где он содержится. Возможно, что имеет место и влияние интенсивности источника ионизирующего излучения. В этих условиях имеет смысл обсуждать в некотором смысле правдоподобные оценки.

Прежде всего оценим скорость накопления низших фторидов и фтора, если гексафторид урана содержит 1%  $^{232}\text{U}$ . Период полураспада урана-232 составляет 68,9 лет, что соответствует скорости распада 1% в год. При содержании 1%  $^{232}\text{U}$  в уране через год распадется 0,01% атомов урана и появится столько же  $\alpha$ -частиц с энергией 5,3 МэВ. Учитывая, что в среднем каждая  $\alpha$ -частица может разрушить 0,9 молекулы  $\text{UF}_6$  в расчете на 100 эВ поглощенной энергии, оказывается, что за время 0,1 года будет всего разрушено 48% полного количества молекул гексафторида урана и в газовой фазе появятся низшие фториды и свободный фтор.

Низшие фториды ( $\text{UF}_3$  и  $\text{UF}_4$ ) будут присоединять фтор и переходить в пentaфторид ( $\text{UF}_5$ ), а также в гексафторид урана ( $\text{UF}_6$ ). Причем важно отметить, что скорость этих реакций фторирования в существенной мере зависит от температуры и от парциального давления фтора [11]. В этой работе [11] отмечается, что при низких температурах (до 250°C) процесс фторирования протекает, по-видимому, в две стадии:



В то время как при более высоких температурах (300–350°C) образуется промежуточный фторид  $\text{U}_2\text{F}_9$ , а затем он уже фторируется до гексафторида урана. Как в том, так и в другом случае скорость фторирования тетрафторида урана до промежуточных фторидов в несколько раз выше, чем скорость фторирования промежуточных фторидов до гексафторида урана. Эти закономерности относятся к процессу фторирования с большим избытком фтора, в противном случае требуется большое время соприкосновения реагирующих компонентов [11]. В этой работе отмечается, что в пламенном реакторе, где осуществляют процесс фторирования (при температуре до 1100°C, а температура стенок реактора поддерживается не ниже 450°C), время соприкосновения фаз составляет несколько секунд. Говоря иными словами, в нашем случае при сравнительно низких температурах в газовой фазе будет накапливаться пentaфторид урана  $\text{UF}_5$ , среднее время «жизни» которого может составлять несколько секунд (а возможно и больше).

Таким образом, в рассматриваемых условиях газовая фаза будет представлять из себя смесь фтора, пentaфторида и гексафторида урана (уместно отметить, что именно на такой состав газовой фазы при наличии внутреннего источника излучения указано в работе [8]). Для оценки содержания пentaфторида урана предположим, что разрушение молекул  $\text{UF}_6$  сводится к отрыву одного атома фтора и превращению гексафторида в пentaфторид. Ранее было получено, что для  $\text{UF}_6$ , содержащего 1%  $^{232}\text{U}$ , под действием  $\alpha$ -излучения в расчете на год разрушается 4,8 от полного количества молекул гексафторида, т.е. почти пятикратное количество имеющихся молекул гексафторида урана. Тогда скорость образования пentaфторида составит  $1,5 \cdot 10^{-7}$  от полного количества молекул гексафторида урана за одну секунду. Если далее предположить, что среднее время «жизни» молекулы пentaфторида составляет 10 с, то равновесное содержание пentaфторида урана в газовой фазе составит около 1,5 ppm (молек.). При большем времени «жизни» молекул  $\text{UF}_5$  равновесное содержание пentaфторида будет соответственно больше.

Содержание свободного фтора в гексафториде с 1%  $^{232}\text{U}$  будет зависеть от того, какая часть низших фторидов адсорбируется на поверхностях узлов, агрегатов и емкостей, содержащих гексафторид, тем самым выбывая из газовой фазы, где происходит его восстановление. Если предположить, что 1% образующихся низших фторидов будет выбывать из газовой фазы, то соответствующее количество фтора в ней прибавится за сутки по 130 ppm (молек.) от полного количества молекул гексафторида.

### **О ВЛИЯНИИ ГЕНЕРИРУЕМЫХ (ПОД ДЕЙСТВИЕМ АЛЬФА-ИЗЛУЧЕНИЯ) ПЕНТАФТОРИДА УРАНА И СВОБОДНОГО ФТОРА НА ПРОЦЕСС ОБОГАЩЕНИЯ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА**

Если гексафторид урана, содержащий уран-232, подвергнуть процессу обогащения, то непрерывная генерация пентафторида урана (т.е. существенно более легкой фракции, чем  $^{235}\text{UF}_6$  и  $^{238}\text{UF}_6$ ) может несколько снизить эффективность процесса обогащения. Это происходит потому, что на каждой ступени будет преимущественно обогащаться легкая фракция (пентафторид  $\text{UF}_5$ ), все время состоящая из смеси  $^{235}\text{UF}_5$ ,  $^{238}\text{UF}_5$  и  $^{232}\text{UF}_5$ , в пропорции, которая присуща настоящему составу урана. Однако это снижение эффективности не может быть существенным, если содержание фракции пентафторида  $\text{UF}_5$  будет на уровне менее долей процента.

Нужно помнить, конечно, что наиболее легкой фракцией в газовой фазе будет фтор, который непрерывно образуется в результате разрушения молекул гексафторида урана под действием  $\alpha$ -излучения и будет обогащаться в наибольшей степени. Причем заметим, что, как следует из экспериментальных данных, представленных в работе [5], содержание фтора в газовой фазе может быть весьма значительным. Рассмотрим пример, иллюстрирующий влияние фтора (даже когда его мало в исходном гексафториде урана) на процесс обогащения.

Пусть перед началом процесса обогащения исходное содержание свободного фтора составляет 1 ppm (молек.), что в наших предположениях соответствует состоянию спустя 10 мин после последней очистки гексафторида урана.

Тогда, применительно к газодиффузионному каскаду при коэффициенте обогащения молекулярного фтора  $\varepsilon_{\text{об}} = \alpha - 1 = 2,04$  (коэффициент обогащения по  $^{235}\text{UF}_6$  –  $\varepsilon_{\text{об}} = \alpha - 1 = 0,0044$ ), скорость увеличения доли фтора оказывается настолько высокой, что после десятка ступеней необходимо будет осуществлять очистку, т.к. его содержание в газовой смеси вырастает до нескольких процентов.

В табл. 2 приведены составы газовой смеси для трех исходных обогащений по  $^{235}\text{U}$  (5%(A), 20%(A) и 36%(C)). Уран с обогащением 5% используется для подпитки легководных реакторов, уран с обогащением 20%, согласно нормативным документам МАГАТЭ, является материалом непрямого использования и разрешен для широкого применения в гражданской ядерной энергетике. Что же касается обогащения 36%, то на уран с таким обогащением переводятся некоторые исследовательские реакторы, которые раньше использовали высокообогащенный уран (более 90%).

В состав обогащаемого урана введен 1%  $^{232}\text{U}$  и присутствует 1 ppm (молек.) свободного фтора, который образовался в результате радиационно-химических реакций в гексафториде под действием  $\alpha$ -излучения урана-232. В этой таблице приведены также составы газовой смеси после  $Z=10$  ступеней газодиффузионного каскада. Можно видеть, что после обогащения на  $Z=10$  ступенях содержание фтора выросло до шести с лишним процентов, а обогащение  $^{235}\text{U}$  и других изотопов урана изменились незначительно.

Хорошо известно, что газодиффузионные обогатительные каскады содержали сотни и даже тысячи ступеней. В рассматриваемом примере можно видеть, что после



Таблица 2

**Состав газовой смеси с UF<sub>6</sub> (исходный состав и состав после Z=10 ступеней газодиффузионного обогатительного каскада) при различном обогащении <sup>235</sup>U**

		Содержание фтора в газовой смеси	Изотопный состав урана*	
			<sup>232</sup> UF <sub>6</sub>	<sup>235</sup> UF <sub>6</sub>
A	Исх. состав	1 ppm	1%	5,0%
	Состав после Z = 10 ступеней	6,37%	1,1%	5,2%
B	Исх. состав	1 ppm	1%	20,0%
	Состав после Z = 10 ступеней	6,35%	1,08%	20,68%
C	Исх. состав	1 ppm	1%	36,0%
	Состав после Z = 10 ступеней	6,34%	1,07%	36,96%

\* Остальная доля приходится на <sup>238</sup>UF<sub>6</sub>

всего десяти ступеней каскада необходима очистка от фтора, причем этот фтор тут же будет накапливаться вновь как результат процесса разрушения молекул гексафторида урана под действием  $\alpha$ -излучения. В этом случае обогатительный каскад превращается, говоря по существу, в непрерывный «очистительный» каскад с незначительной функцией по обогащению урана.

Отметим также, что при любом способе очистки низшие фториды урана (в том числе содержащие уран-232) будут адсорбироваться на внутренних поверхностях, создавая повышенный радиационный фон и приводя к потерям в получаемом продукте (если таковой вообще будет). А поскольку часть атомов и молекул газовой фазы будет ионизирована и находится в возбужденном состоянии, то коррозионная активность такой смеси повышена.

Нужно будет учитывать и то обстоятельство, что в процессе обогащения содержание изотопа <sup>232</sup>U, как наиболее легкого изотопа урана, будет непрерывно увеличиваться, что в свою очередь приведет к увеличению интенсивности внутреннего источника  $\alpha$ - и  $\gamma$ -излучения обогащаемого урана со всеми вытекающими последствиями.

## ВЫВОДЫ

Внесение внутреннего источника  $\alpha$ -излучения в гексафторид урана приводит к образованию низших фторидов урана, которые, будучи слаболетучими, откладываются на внутренних поверхностях агрегатов и коммуникаций обогатительного каскада. Среди них имеются фториды урана-232 и продуктов его распада, которыми будет определяться высокий фон  $\gamma$ -активности всего оборудования.

Помимо этого, внесение внутреннего источника  $\alpha$ -излучения приведет к появлению в составе гексафторида свободного фтора, который, являясь наиболее легкой фракцией в газовой смеси, будет быстрее всего обогащаться и, кроме этого, будет усиливать коррозионные процессы в элементах оборудования обогатительного каскада. Причем, это усиление коррозионной активности фтора будет определяться тем, что под непрерывным действием  $\alpha$ -излучения фтор будет находиться в атомарном, возбужденном и ионизированном состояниях.

Необходимость практически непрерывной очистки обогащаемой смеси от накапливающегося фтора и потери обогащаемого урана создадут большие трудности при возможной реализации процесса обогащения, нельзя исключить, что эти трудности окажутся практически непреодолимыми.

### **Литература**

1. IAEA Safeguards Glossary. – International Nuclear Verification Series. – 2001. – № 3. – Edition.
2. The Spent Fuel Standard for Disposition of Excess Weapon Plutonium: Application to Current DOE Option. The National Academy of Sciences, 2000.
3. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. – М.: ФГУП «ЦНИИАтоминформ», 2001.
4. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2/R5, Oak Ridge, January 1997.
5. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г. О нейтронно-физических особенностях модифицированных (денатурированных) топливных циклов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – № 6. – С. 42-48.
6. Bernhardt H.A., Davis Jr. W., Shiflett C.H. Radiation Effects of Alpha Particles on Uranium Hexafluoride. The International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy. – Geneva, 1958, Report P/522, USA.
7. Katz J.J. and Rabinovitch E. The Chemistry of Uranium. – New York: McGraw-Hill Company, 1951.
8. Кац Дж. и Рабинович Е. Химия урана (Пер. с англ.). – М.: Изд-во иностр. литературы, 1954 г.
9. Кикоин И.К., Дмитриевский В.А., Григорьев И.С. и др. Стендовый реактор с газообразным делящимся веществом  $UF_6$  / Труды II Международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1958 г.): Доклады советских ученых «Ядерные реакторы и ядерная энергетика». – М.: Изд-во гл. упр. по использованию атомной энергии при СМ СССР, 1959. – С. 232-242.
10. Химия актиноидов / Под ред. Дж. Кац, Г. Сиборга и Л. Морс. Т. 1. – М.: Мир, 1991.
11. Таблицы физических величин: Справочник / Под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат, 1991.
12. Шевченко В.Б. Технология урана. – М.: Атомиздат, 1961.

Поступила в редакцию 11.09.2006



## 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

enrichment process. These difficulties can become practically insuperable depending on  $^{232}\text{U}$  concentration.

#### **УДК 621.039.54**

*Exploring of Non-Wasted Fuel Cycle of the Ball-Poured Core of the Sodium-Cooled Fast Reactor* \ G.B. Usynin, A.A. Kravchenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 6 pages, 3 tables, 2 illustrations. – References – 4 titles.

The calculation of the non-wasted fuel cycle of the ball-poured fast reactor is presented. This fuel cycle contains two types of the reprocessing of the fuel – full and particular. By the full reprocessing pyroprocessing and other chemical operations are used. By the particular reprocessing, only physical and mechanical, and the part of the gas and flying fusion products are extracted.

#### **УДК 621.039.543.6**

*The Input of an  $(\alpha, n)$  Reaction Estimation to an Integral Neutron Intensities of WWER-1000 Spent Fuel* \ I.V. Shamanin, M.E. Silaev, S.V. Bedenko, V.V. Martynov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 8 pages, 1 table, 3 illustrations. – References – 15 titles.

All nuclear processes resulting to neutron generation within a spent fuel are examined. Total neutron intensity per weight unit of WWER-1000 spent fuel caused by  $(\alpha, n)$  reactions and spontaneous fissions of uranium and transuranium nucleus proceeding were determined. Inputs of  $(\alpha, n)$  reactions to entire neutron intensity of WWER-1000 spent fuel was estimated according with his burn-up degree.

#### **УДК 621.039.553.34**

*Analysis of Possible Types of Natural Convection Flows in a Closed Circuit* \ Yu.M. Ashurko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 7 illustrations. – References – 5 titles.

The paper is devoted to the analysis of the possible types and mechanisms of occurrence of natural convection flows of a single-phase incompressible liquid in a closed circuit. It has been shown that alongside of a common-circuit coolant natural circulation the local closed circuits of natural circulation can exist in some parts of the circuit. The conditions of occurrence of local natural circulation of the coolant in horizontal and vertical parts of the closed circuit and principles of a superposition of the common-circuit and local natural circulation are described.

#### **УДК 621.039.534**

*Experimental Research of the Processes Accompanying Emergency Receipt of Organic Connections (oil) to the Lead-Bismuth and Lead Heat-Carrier* \ A.V. Beznosov, I.V. Karatushina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 1 table, 6 illustrations.

Results of experimental and theoretical researches of the processes accompanying emergency receipt of organic connections – oil from the back sealing system of a shaft and circulating pumps bearings of lead-bismuth and lead heat-carrier power contours of nuclear reactors, thermonuclear reactors and accelerating-control systems are presented.

#### **УДК 621.039.534**

*Results of Simultaneous Dissolution of  $\text{UO}_2$  and  $\text{ZrO}_2$  by Molten Zircaloy* \ A.M. Svyatkin, V.V. Tikhomirov, V.V. Yakovlev, V.P. Smirnov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 1 table, 8 illustrations. – References – 6 titles.

Based on the experimental examination performed at RIAR rates of  $\text{ZrO}_2$  and  $\text{UO}_2$  dissolution by molten Zircaloy at 2100 and 2200°C were estimated. A high-temperature facility for specimen testing has been developed; experiments and post-testing examinations of the obtained compositions were carried out. The results were introduced into the experimental data array of the SVECHA calculation