

О ВОЗМОЖНОСТЯХ НАРАБОТКИ ^{242m}Am В СПЕЦИАЛЬНЫХ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВАХ РЕАКТОРА БН-600

А.Л. Кочетков*, Ю.А. Казанский, В.А. Левченко***,
И.П. Матвеевко***

**ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И.Лейпунского,
г. Обнинск*

***Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*

****Экспериментальный научный и методический центр
«Моделирующие системы», г. Обнинск*



Проведены расчетные исследования в обоснование наработки ^{242m}Am из мишени ^{241}Am в реакторе БН-600.

На реакторе БН-600 накоплен опыт работы со специальными облучательными устройствами для наработки изотопов (таких как ^{60}Co , ^{37}Ar). В данных исследованиях рассматривались устройства с различными замедлителями – ZrH_2 , Be , $^{11}\text{B}_4\text{C}$, и с различными фильтрами – Cd , Gd , ^{155}Gd , ^{157}Gd . Показано, что использование специально сконструированных облучательных устройств позволяет увеличить содержание ^{242m}Am в облученном образце до 14% при длительности облучения не более двух лет. При облучении в спектре нейтронов быстрого реактора без облучательного устройства можно получить содержание ^{242m}Am не выше 6% при длительности облучения около 12 лет.

ВВОДНЫЕ ЗАМЕЧАНИЯ И ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ РАСЧЕТЫ

Характеристики и конструкционные особенности специализированного медицинского реактора рассматривались в [1-3]. В этих работах показано, что по ряду соображений такой реактор имеет смысл сделать с использованием америциевого топлива. Характеристики реактора с америциевым топливом по ряду показателей являются весьма привлекательными. Действительно, при мощности 10 кВт, ток нейтронов после специального фильтра для формирования нужного спектрального состава нейтронного пучка достигает $2 \cdot 10^9 \text{ н/с} \cdot \text{см}^2$. Критическая масса америция при 100-процентном содержании ^{242m}Am составляет всего лишь 20 г и объеме активной зоны около 2 л.

В цитированной работе [3] приведены критические загрузки при сохранении объема активной зоны в функции обогащения америция по изотопу ^{242m}Am . Показано, что при выбранном объеме критические параметры можно получить при обогащении около 10% при общей загрузке америция 300 г.

^{242m}Am может быть получен при облучении нейтронами ^{241}Am , который в свою очередь появляется в результате β -распада ядер ^{241}Pu (период полураспада 13.2 года). В отработавшем топливе тепловых реакторов всегда есть плутоний, в котором доля изотопа ^{241}Pu на уровне 10%.

^{241}Am доступен в больших количествах (в одной тонне отработавшего топлива реактора ВВЭР-1000 через 10 лет после выгрузки содержится около 0.5 кг ^{241}Am), поэтому получение ^{242m}Am возможно при организации специального производства по облучению ^{241}Am в реакторе. Надо отметить, что в спектре нейтронов известных реакторов при любом времени облучения отношение концентраций $^{242m}\text{Am} / ^{241}\text{Am}$ намного меньше единицы. Так, при облучении ^{241}Am в тепловом реакторе отношение $^{242m}\text{Am} / ^{241}\text{Am}$ не превышает 0.01, а при облучении в быстром реакторе это отношение вырастает до 0.05.

Для достижения более высокого содержания изотопа ^{242m}Am в [1-3] рассматривалась возможность изотопного обогащения. Для получения одного грамма америция с 50% содержанием ^{242m}Am потребуется 100 г облученного в тепловом реакторе ^{241}Am . Для выделения такого количества ^{241}Am необходимо переработать 200 кг выдержанного в течение 10 лет отработавшего топлива.

Следует отдавать себе отчет в том, что радиоактивность америция на много порядков выше радиоактивности урана, и поэтому существующие технические устройства для обогащения вряд ли могут быть приемлемы для обогащения америция.

В настоящей работе приведены результаты расчетных исследований, направленных на поиск условий, в которых можно получить более высокое содержание ^{242m}Am , принимая во внимание создание специальных облучательных устройств (ОУ), размещаемых в реакторе [4].

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ ОЦЕНКИ

Из отработавшего уранового топлива может быть выделен америций, который в основном содержит ^{241}Am (примеси изотопа ^{243}Am составляют 3-5% в зависимости от глубины выгорания топлива). На ядрах изотопа ^{241}Am , расположенных в потоке нейтронов реактора, будут происходить в основном ядерные реакции радиационного захвата и деления. Если считать, что облучение в ампуле проводится в постоянной во времени плотности потока нейтронов, то в одноклассовом приближении накопление ядер ^{242m}Am N_{52m} можно записать в виде:

$$N_{52m}(t) = N_{51}(0) \frac{\xi \sigma_c^{51} \phi}{\sigma_a^{52m} \phi + \lambda_{52m} - \sigma_a^{51} \phi - \lambda_{51}} \left[\exp\{-(\sigma_a^{51} \phi + \lambda_{51})t\} - \exp\{-(\sigma_a^{52m} \phi + \lambda_{52m})t\} \right] \quad (1)$$

где $N_{51}(0)$ – начальное количество ядер америция ^{241}Am при загрузке в реактор, а приведенные сечения взаимодействия – средние сечения для данного спектра нейтронов с учетом эффектов блокировки сечений; σ_c^{51} – среднее сечение радиационного захвата нейтронов ядрами ^{241}Am ; σ_a^{51} и σ_a^{52m} – средние сечения поглощения (сумма сечения радиационного захвата и сечения деления) нейтронов ядрами ^{241}Am и ^{242m}Am соответственно; $\xi = 0.16$ – вероятность образования изомерного состояния ядра ^{242m}Am ; λ – постоянные распада нуклидов.

Соотношение (1) получено в приближении постоянства сечений поглощения нейтронов ядрами америция. По мере накопления ядер ^{242m}Am его сечение поглощения нейтронов будет блокироваться и, следовательно, значения $N_{52m}(t)$ будут иметь большие по сравнению с (1) значения.

Отметим, что количество ядер ^{242m}Am в функции времени $N_{52m}(t)$ имеет максимум. Полагая сечения взаимодействия постоянными, находим время t^* , при котором достигается максимальное накопление ядер ^{242m}Am , используя производную от функции (1):

$$t^* = \frac{1}{a-b} \ln \frac{a}{b}, \quad (2)$$

где $a = (\sigma_a^{51} \phi + \lambda_{51})$; $b = (\sigma_a^{52m} \phi + \lambda_{52m})$.

В (1- ξ) случаях образуется ^{242}Am в основном состоянии, период полураспада которого всего-навсего 16 ч с превращением в нуклид ^{242}Cm , период полураспада которого относительно α-превращения 162 дня. В результате образуется ^{238}Pu .

Изменение количества ядер ^{241}Am во времени можно записать в виде:

$$N_{51}(t) = N_{51}(0) \exp\{-at\}. \quad (3)$$

Тогда отношение $N_{52m}(t)/N_{51}(t)$

$$N_{52m}(t)/N_{51}(t) = \frac{\xi \sigma_c^{51} \phi}{a-b} [1 - \exp\{-(a-b)t\}], \quad (4)$$

откуда следует, что происходит установление постоянного отношения количеств нуклидов при условии постоянства приведенных средних сечений и условия $(\sigma_a^{51} \phi + \lambda_{51}) < (\sigma_a^{52m} \phi + \lambda_{52m})$. Поскольку можно ожидать, что по мере накопления ядер ^{252m}Am среднее сечение поглощения нейтронов этими ядрами будет уменьшаться, то с учетом блокировки сечений отношение $N_{52m}(t)/N_{51}(t)$ будет иметь большее значение в сравнении с расчетами по (4), в которых используются постоянные средние значения сечений. Если $(\sigma_a^{51} \phi + \lambda_{51}) > (\sigma_a^{52m} \phi + \lambda_{52m})$, то указанное отношение (4) непрерывно возрастает по экспоненциальному закону.

Из приведенных соотношений следует, что наибольшее отношение $N_{52m}(t)/N_{51}(t)$ может быть получено при наибольшем сечении радиационного захвата нейтронов ядрами ^{241}Am и минимальных различиях в сечениях поглощения нейтронов ядрами ^{241}Am и ^{242m}Am .

Чтобы получить представление о требуемом спектре нейтронов для облучения америция с целью максимального накопления ^{242m}Am , приведем график отношений групповых сечений для изотопов америция $\sigma_c^{51}/(\sigma_a^{51} - \sigma_a^{52m})$, полагая, что постоянные распада малы в сравнении с произведениями сечений на плотность потока нейтронов.

Из данных, приведенных на рис. 1, следует, что наиболее интересно было бы накопление ^{242m}Am при облучении ^{241}Am нейтронами в энергетическом интервале 23-ей группы. В табл. 1 приведены результаты расчетов, выполненных по программе CARE [5] (аналог программы ORIGEN-S [6]). В расчетах предполагалась постоянная плотность потока нейтронов, равная $5 \cdot 10^{14}$ н/см²·с.

Из табл. 1 видно, что максимальное количество ^{242m}Am , которое можно наработать из 260 г (масса америция в одном твэле 6.9×0.4) ^{241}Am составляет около 18 г при облучении в течение 20 сут. Процентное содержание изотопа ^{242m}Am растет по мере увеличения времени облучения, но количество накопленного в образце интересующего нас изотопа уменьшается.

Для сопоставления проводились расчеты по временной динамике нуклидного состава образца ^{241}Am после облучения в различных зонах реактора БН-600.

Расчеты нейтронно-физических характеристик выполнялись по программе TRIGEX [7] в 26-групповом приближении. Поскольку в расчетах по TRIGEX используется упрощенная версия выгорания, то отдельно использовалась программа CARE [5] (ORIGEN-S [6]). Порядок расчетов был таким: "TRIGEX – CARE – TRIGEX –CARE". Из расчетов TRIGEX 26-групповые потоки и заблокированные сечения подавались в CARE, где вычислялись новые концентрации актинидов для очередного временного шага, которые вновь подавались в TRIGEX. Для тех изотопов, которые не блокируются, одnogрупповые сечения получались усреднением 26-групповых потоков по данным библиотеки ABBN-93 [8].

Таблица 1

Нуклидный состав после облучения ^{241}Am в спектре нейтронов, находящихся в 23-ей группе

Время облучения, сут	0	10	20	50	100
Выгорание, % т.я.	0	2.24	5.11	12.14	16.96
<i>Нуклидный состав, г</i>					
^{238}Pu	0.00E+00	1.33E+00	4.92E+00	2.09E+01	4.79E+01
^{239}Pu	0.00E+00	1.91E-03	1.52E-02	1.79E-01	9.02E-01
^{241}Pu	0.00E+00	2.65E-05	3.78E-04	7.07E-03	4.21E-02
^{242}Pu	0.00E+00	1.33E+01	2.22E+01	3.16E+01	3.20E+01
^{241}Am	2.60E+02	1.55E+02	9.29E+01	1.98E+01	1.51E+00
^{242}Am	0.00E+00	6.48E+00	3.87E+00	8.27E-01	6.31E-02
$^{242\text{m}}\text{Am}$	0.00E+00	1.37E+01	1.78E+01	1.23E+01	2.98E+00
^{243}Am	0.00E+00	2.28E-01	4.81E-01	5.93E-01	3.82E-01
^{242}Cm	0.00E+00	6.28E+01	1.03E+02	1.37E+02	1.21E+02
^{243}Cm	0.00E+00	2.71E-02	8.73E-02	2.44E-01	2.97E-01
^{244}Cm	0.00E+00	1.36E-01	6.91E-01	3.39E+00	7.00E+00
^{245}Cm	0.00E+00	6.92E-05	7.43E-04	9.80E-03	3.83E-02
<i>Изотопный состав Am, %</i>					
^{241}Am	100.0	88.4	80.7	59.2	30.7
^{242}Am	0.0	3.7	3.4	2.5	1.3
$^{242\text{m}}\text{Am}$	0.0	7.8	15.5	36.6	60.3
^{243}Am	0.0	0.1	0.4	1.8	7.7
Сумма, г	260	176	115	33.5	4.93

Типичные результаты по ампульному облучению в зоне малого обогащения реактора БН-600 твэла с 260 г ^{241}Am приведены в табл. 2. Отметим монотонный рост процентного содержания $^{242\text{m}}\text{Am}$ и его количества в функции длительности облучения.

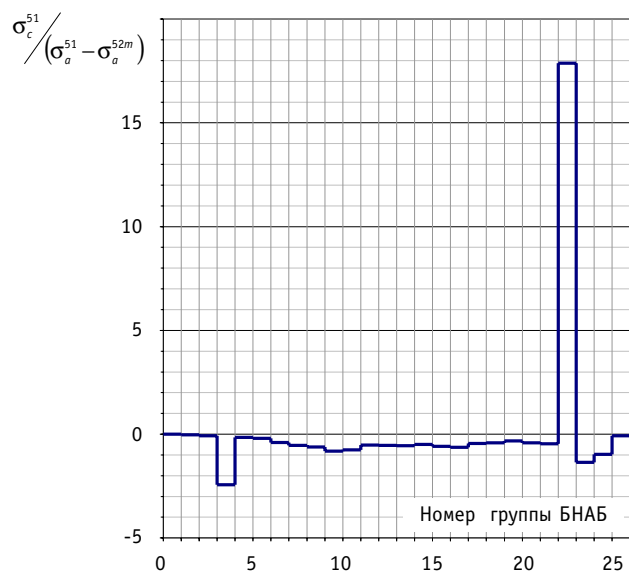


Рис. 1. Отношение сечения радиационного захвата нейтронов ядрами ^{241}Am к разности сечений поглощения нейтронов ядрами ^{241}Am и $^{242\text{m}}\text{Am}$

Таблица 2

Изотопный состав Am, облученного в зоне малого обогащения реактора БН-600

Количество кампаний	0	2	4	6	8	12
Время облучения, эфф. сут	0	320	640	960	1280	1920
<i>Процентный состав Am</i>						
²⁴¹ Am, %	100.00	97.52	95.2	93.0	90.8	86.2
²⁴² Am, %	0.00	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05
^{242m} Am, %	0.00	2.38	4.34	5.85	6.96	8.15
²⁴³ Am, %	0.00	0.1	0.45	1.13	2.21	5.65
Масса Am, г	260	215	175	139	109	68.7
Масса ^{242m} Am, г	0	5.2	7.6	8.2	7.6	5.6

Расчеты по облучению в зоне большого и среднего обогащений дали близкие результаты при одинаковых глубинах выгорания. При тех же глубинах выгорания в зоне воспроизводства, примыкающей к зоне большого обогащения, накопление и процентное содержание ^{242m}Am оказываются несколько меньше.

Данные, приведенные на рис.1 и в табл.1 и 2, показывают необходимость формирования спектра нейтронов, что позволяет получить лучшие результаты как в количественном, так и в качественном составе облученных твэлов с ²⁴¹Am.

ФОРМИРОВАНИЕ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ В ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВАХ

В реакторе БН-600 уже несколько лет проводится облучение материалов для наработки изотопов для нужд промышленности и науки. Были сконструированы и изготовлены специальные облучательные устройства для наработки ⁶⁰Co и ³⁷Ar. ОУ устанавливались в боковом экране реактора. Такое размещение ОУ в реакторе не оказывает влияния на безопасность активной зоны и не изменяют экономических показателей реактора [4].

На основе имеющегося опыта и приведенных на рис. 1 данных была разработана модель ОУ для наработки ^{242m}Am, показанная на рис. 2.

Назначение облучательного устройства заключается в замедлении нейтронов и их фильтрации с тем, чтобы увеличить долю плотности потока нейтронов вблизи группы 23. В расчетах рассматривались различные замедлители (ZrH₂, Be, ¹¹B₄C) и фильтры (Cd, Gd, ¹⁵⁵Gd, ¹⁵⁷Gd) с различными ядерными концентрациями и размерами.

Очевидно, что оптимальный состав ОУ зависит от места его расположения в активной зоне реактора.

Временные зависимости количества накопленного ^{242m}Am и его процентного содержания показаны на рис. 3 и 4. Облучался твэл с 260 г ²⁴¹Am на номинальном уровне мощности реактора БН-600. Облучательное устройство располагалось во втором ряду внутреннего бокового экрана.

Приведенные на рис. 3 и 4 данные показывают, что в специально сконструированных ОУ можно полу-

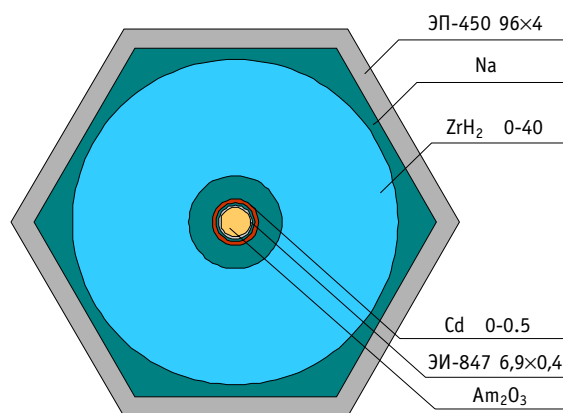


Рис. 2. Модель облучательного устройства

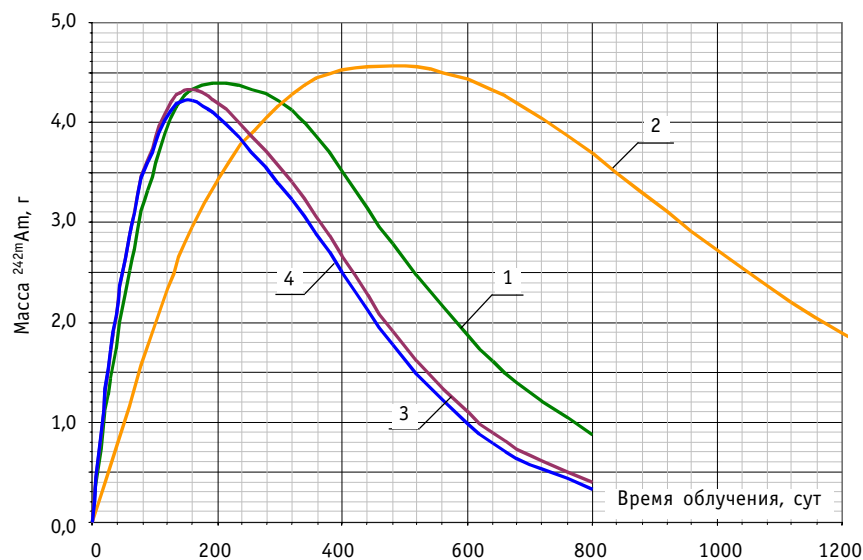


Рис. 3. Нароботка ^{242m}Am в различных ОУ: 1 - $^{11}\text{B}_4\text{C}$, ^{157}Gd ; 2 - ZrH_2 , ^{157}Gd ; 3 - $^{11}\text{B}_4\text{C}$, Gd ; 4 - $^{11}\text{B}_4\text{C}$, Cd

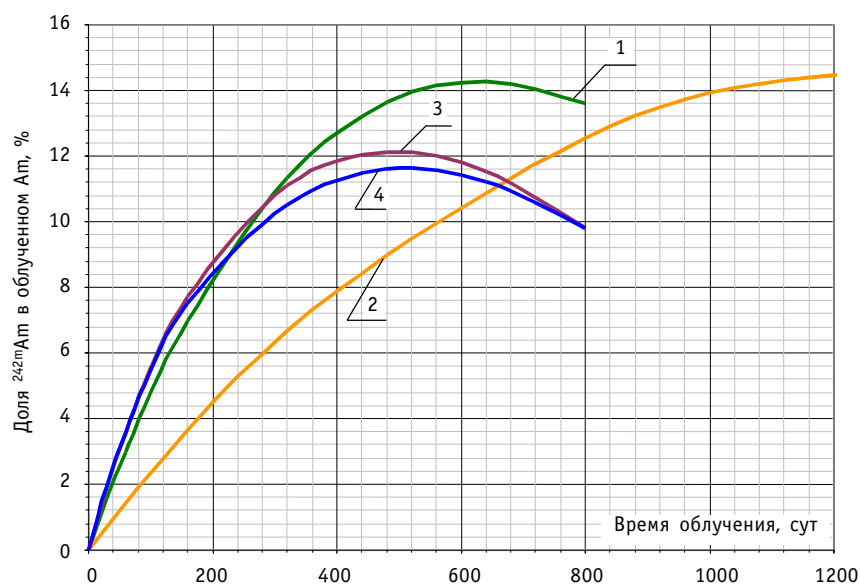


Рис. 4. Доля ^{242m}Am в облученном Ам для различных ОУ: 1 - $^{11}\text{B}_4\text{C}$, ^{157}Gd ; 2 - ZrH_2 , ^{157}Gd ; 3 - $^{11}\text{B}_4\text{C}$, Gd ; 4 - $^{11}\text{B}_4\text{C}$, Cd

чить при облучении в реакторах на быстрых нейтронах существенное увеличение содержания изотопа ^{242m}Am на уровне 12-14% при облучении в течение 2-3 микрокампаний. При получении наибольшего процентного содержания ^{242m}Am его количество оказывается неоптимальным.

На рис.5 приведены зависимости процентного содержания ^{242m}Am в облученном образце америция от количества накопленного ^{242m}Am . На этих графиках наглядно видно, что наибольшая масса изотопа ^{242m}Am во всех облучательных устройствах достигается при 7-9-процентном содержании ^{242m}Am . Дальнейшее увеличение процентного содержания до 12-14% приводит к сокращению массы ^{242m}Am в облученном образце почти вдвое.

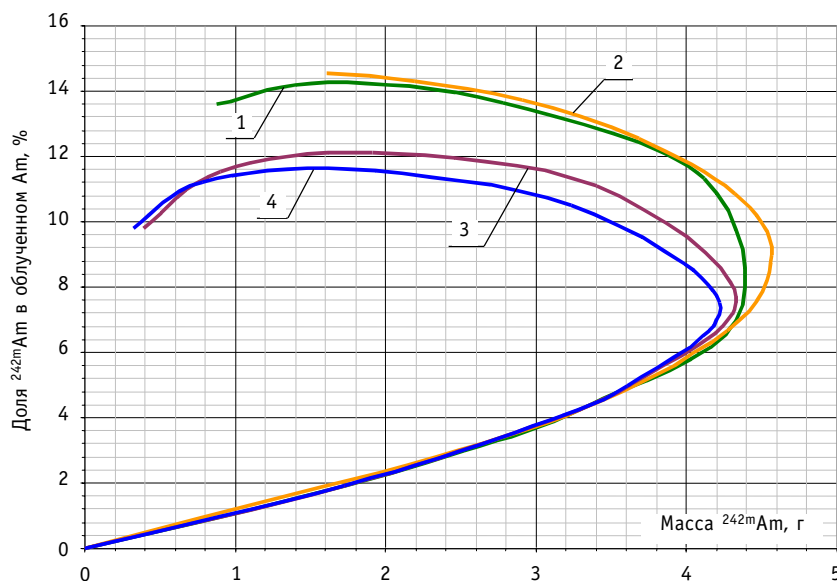


Рис.5. Зависимость доли нарабатываемого ^{242m}Am (%) от его массы (г): 1 - $^{11}\text{B}_4\text{C}$, ^{157}Gd ; 2 - ZrH_2 , ^{157}Gd ; 3 - $^{11}\text{B}_4\text{C}$, Gd; 4 - $^{11}\text{B}_4\text{C}$, Cd

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОУ

Как известно, существуют ограничения по остаточному энерговыделению отработавшей ТВС. В реакторе БН-600 перегрузка ТВС может происходить при остаточном энерговыделении не более 1.5 кВт. Такой уровень остаточного энерговыделения достигается через 160 сут нахождения ТВС во внутриреакторном хранилище.

Зависимости остаточного энерговыделения от времени выдержки отработавшей ТВС и облучательного устройства приведены на рис. 6.

Как следует из приведенных данных выдержка облучательного устройства может быть около 100 сут. Однако при увеличении массы загруженного америция время выдержки может существенно увеличиться.

Интенсивность нейтронного излучения от ОУ в несколько тысяч раз выше, чем от отработавшей ТВС. Через год после облучения интенсивность нейтронного излучения составляет около 10^8 н/с. Это обстоятельство надо принимать во внимание при проектировании технологий обращения с облученным америцием.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрены различные варианты состава и конструкции облучательного устройства для наработки ^{242m}Am в реакторе типа БН-600. Показано, что перспективными являются конструкции, использующие в качестве замедлителя материалы, ядра которых имеют меньшую, чем ядра водорода замедляющую способность. Необходимым элементом конструкции ОУ является фильтр тепловых нейтронов, окружающий мишень, содержащую стартовый изотоп – ^{241}Am . В качестве такого фильтра наиболее целесообразно использовать гадолиний (или, если возможно, его изотоп гадолиний-157).

Показано, что в таких ОУ возможна наработка ^{242m}Am в нужных количествах (десятки граммов с использованием нескольких ОУ) с высоким изотопным содержанием (более 10%) в конечном продукте. Предварительные проведенные оценки показывают, что ОУ с исходным количеством стартового изотопа $^{241}\text{Am} \sim 100$ г не нарушают штатных эксплуатационных пределов по влиянию на баланс реактивности.

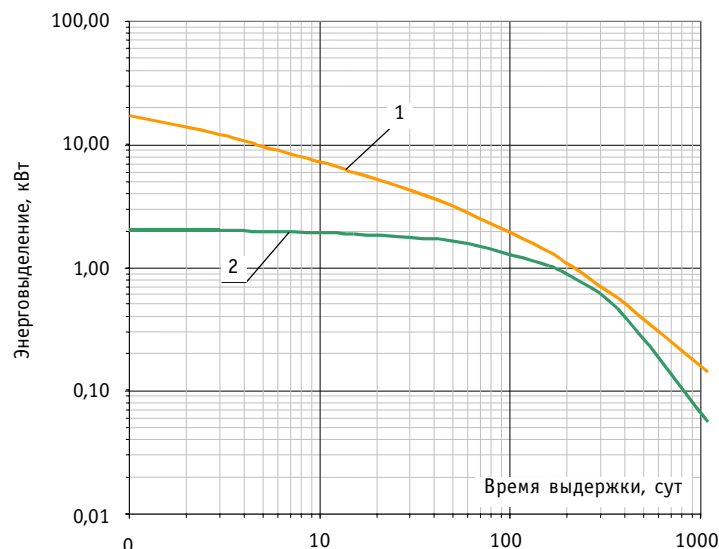


Рис.6. Остаточное энерговыделение отработавших ТВС зоны среднего обогащения реактора БН-600 и облучательного устройства в зависимости от времени выдержки: 1 - ОТВС ЗСО; 2 - ОУ

Облученный америций в ОУ будет обладать жесткими радиационными характеристиками. Обращение с ОУ после облучения следует проводить специальным образом.

Использование специальных облучательных устройств позволяет существенно повысить и скорость накопления ^{242m}Am , и его процентное содержание в облученном образце.

Литература

1. Ronen Y., Leibson M.J. // Nuclear Science Engineering, 99, 278 (1988).
2. Ronen Y., Aboudy M., Regev O. // Nuclear Science Engineering, 138, 295-304 (2001).
3. Левченко В.А., Белугин В.А., Казанский Ю.А. и др. Основные характеристики америциевого реактора для нейтронной терапии. Реактор МАРС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – №3. – С.72 – 80.
4. Евдокимов В.П., Звонарев А.В., Матвеев И.П. и др. Патент № 2076362 на изобретение «Способ наработки радиоактивных изотопов в реакторе на быстрых нейтронах и ядерный реактор на быстрых нейтронах».
5. Кочетков А.Л. «Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке» / Препринт ФЭИ 2431. – 1995.
6. Hermann O.W., Westfall R.M. ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and Association source terms // NUREG/CR-0200. Revision 4. – V. 2. – Section F7. – 1995.
7. Серегин А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса программ TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90 / Препринт ФЭИ – 2655. 1997.
8. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения. // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – Вып. 1. – 1996.

Поступила в редакцию 15.03.2004

Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 4 pages, 4 illustration, 1 table. – References 4 titles.

Ultrasonic converters developed for the automated device for the control of taps pipelines 300-800 millimeters in diameter submitted in the given work. The ultrasonic converters prisms design allows to fix a direction of irradiation of a reference reflector of control sample. The layer of attenuation fluctuations provides an optimum combination of a signal/handicap ratio and resolution. The method of transition matrixes is applied for account of the attenuation fluctuations and intermediate layer.

УДК 502.3

Results of Radioecological Expedition on Territory 30-Kilometer Zone of Chernobyl Nuclear Power Plant and Twelve Regions of Russia, Ukraine and Byelorussia in August 1986 \V.K. Oleynik, I.I. Kryshev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 4 tables. – References 12 titles.

The results of radioecological expedition on territory 30-kilometer zone of Chernobyl Nuclear Power Plant and twelve regions of Russia, Ukraine and Byelorussia in August 1986 are presented. The experimental data are given on content of artificial radionuclides (Cs-137, Cs-134, Ru-103, Ru-106, Zr-95, Ce-144, Ce-141) and natural radionuclide K-40 in components aquatic and terrestrial ecosystem: algae, mollusca, fish, water, bottom sediments, mosses, needle of pine, grass and soil. The estimates of dose rates to components of natural biota are performed on the base of obtained experimental data.

УДК 621.039.5.001.57

Method for Description of Fission Fragments by Two Pseudo-Fission Fragments. Theoretical Model \Yu.V. Volkov, O.B. Duginov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 3 illustration, 2 tables. – References 6 titles.

The model for description of neutron-fission fragments interactions by two pseudo-fission fragments is developed. The methods for ranking of isotopes according to their impact to the neutron balance and determination of the pseudo-fission fragments parameters has been proposed.

УДК 621.039.5.001.57

Elementary Theory of the Ring Nuclear Reactor (Stability of the Ring Reactor) \Yu.V. Volkov, G.Ya. Rumiantsev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 2 illustration, 1 table. – References 4 titles.

Simulators of the ring nuclear reactors are considered in this paper. Influence of geometric parameters of ring configuration on stability of neutron field under distortion is investigated.

УДК 621.039.51

Simulation of Slow Neutron's Transport for TRIGA Reactor \Yu.A. Korovin, A.A. Travleev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 7 pages, 4 illustration, 1 table. – References 10 titles.

The utilization of TRIGA fuel type reactor within a TRADE project requires a detailed analysis of neutron-physics characteristics of the TRIGA core. One of important features of TRIGA fuel – a presence of a moderator – hydrogen in the fuel meat leads to strong negative reactivity feedback. A hydrogen is in the form of zirconium hydride, and a neutron spectrum in the fuel is affected strongly by chemical binding of hydrogen and neighboring atoms in zirconium hydride.

Calculations of multiplication coefficient performed in this work with the help of MCNP code show the importance of taking into account binding effects for some materials used in TRIGA core. Recent evaluations of thermal data for hydrogen in water and in zirconium hydride are reviewed. Some differences in cross-sections from different evaluations are discovered, and an impact of these differences to the multiplication coefficient are displayed.

УДК 621.039.5.001.4

On Possibility of Production ^{242m}Am in the Special Installations \A.L. Kochetkov, Yu.A. Kazansky, V.A. Levchenko, I.P. Matveenkov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages, 6 illustration, 2 tables. – References 8 titles.

Calculation research has been done to substantiate accumulation of ^{242m}Am from ^{241}Am target in BN-600 reactor

Experience of breeding the isotopes (such as ^{60}Co , ^{37}Ar) with the special irradiating channels has been stored at BN-600 reactor. The channels with different moderators – ZrH_2 , Be, $^{11}\text{B}_4\text{C}$ and with different filters – Cd, Gd, ^{155}Gd , ^{157}Gd have been considered in the noted research. It is demonstrated that the special designed irradiating channels allow to increase amount of ^{242m}Am in irradiated sample up to 14 % for irradiation period less than two years. Under irradiation in neutron spectrum at the fast reactor with no irradiating channel it is possible to obtain ^{242m}Am in amount not more than 6 % for approximately 12 years.

УДК 621.039.564

Development and Implementation of the Device for Measurement of Spent Fuel Assemblies Burn-up For the VVER-400 Reactor (FAMOS-III) \S.A. Andrushechko, S.N. Goloshapov, V.F. Ukraintsev, B.Yu. Vasiliev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 11 pages, 3 tables. – References 4 titles.

Because of use of a new NPP fuel with higher enrichment, there was a necessity in development of a special device and technique for a measurement of burn-up of spent fuel in a real NPP conditions.

The device, which realized this technique of burn-up measurement, is FAMOS-III. It was developed under technical requirements, developed on the Kola NPP, and then was established on it.

The FAMOS-III represents the multifunctional detector, it allows to carry out measurements directly on a nominal place of fuel storage – in the spent fuel pool. The complex of methodical measurements was carried out to develop the procedures of a background subtraction, creation of calibration curves for different measurement conditions and for result corrections (on a modification of separate channels effectiveness, background measurements, correction on miscounts, boron acid concentration etc.). The components of measurement errors and resulting error were analyzed and adjusted.

As a result, the FAMOS-III device was certificated by the commission of methods and tools of nuclear safety parameter control of the Atomic Ministry of Russian Federation. It is recommended for application on the Kola NPP. The technique of measurements a VVER-440 spent fuel burn-up by FAMOS -III is certificated by State Standards Committee of Russian Federation.

УДК 621.039.54

MCNP-based Nuclear Fuel Burn-up Calculations \M.Yu. Volkov, V.V. Kolesov, V.F. Ukraintsev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 13 pages, 7 illustration, 6 tables. – References 5 titles.

The program system for nuclear fuel burn-up calculations is described. This program system is based on the MCNP-code for neutron transport calculations. Also some results of applying this system to existing benchmark calculations of high conversion light water reactor cell with tighter pitch lattice are presented.

УДК 621.039.586: 536.42

Calculation analysis of relocation and freezing of uranium dioxide melt in the ring channel in conditions of experiment TRAN/G.N. Vlasichev, G.B. Usynin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages, 4 illustrations. – References, 7 titles.

The numerical model of relocation and freezing of molten fuel in channels for pass of coolant in axial blanket of BN reactor at heavy accident with core meltdown is used for the calculation analysis of experiment TRAN-B1 with pure uranium dioxide ejected upwards in the ring channel. The developed numerical model is a combination of models of conduction and volumetric freezing – takes into account narrowing the channel and increase of driven melt viscosity. The results of the techniques received on the calculation scheme with limited amount of melt, will satisfactorily be coordinated to the experiment data. The calculation data will be coordinated with experimental on character of process, in which the part of a material freezes in frozen crusts on ring section walls, and other material, not blocking completely through passage section, is carried away in the waste tank. Thus the calculated values of frozen crusts thickness equal maximum 0,23 mm and 0,24 mm on convex and concave accordingly walls of the channel, coincide with experimental data. The basic amount of the