

## ВЫБОР ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ ДЛЯ СПЕЦИАЛИЗИРОВАННОГО МЕДИЦИНСКОГО РЕАКТОРА

**А.В. Левченко\*, В.А. Баршевцев\*, Ю.А. Казанский\*\***

*\* ЭНИМЦ «Моделирующие Системы», г. Обнинск*

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



В работе рассмотрено расчетное обоснование выбора топливной композиции для специализированного медицинского реактора. Сравнение проводилось для топлива на основе америция и более распространенного – уранового как в матрице гидрида циркония, так и в виде диоксида урана. Сопоставлены основные нейтроно-физические характеристики и сделан вывод о преимуществе топлива в виде диоксида урана.

### ВВЕДЕНИЕ

Радиационные методы лечения онкологических заболеваний включают в себя нейтронную и нейтронозахватную терапию. При этом получили распространение нейтронные пучки, главным образом, исследовательских реакторов [1]. Возникла необходимость [2] создания специализированных медицинских реакторов с их размещением в онкологических клиниках. Следует отметить ряд проектных разработок специализированных реакторов для получения нейтронных пучков [7–10] и действовавший реактор TAPIRO [6].

При размещении реактора в клинике возникает комплексное требование по обеспечению высочайшего уровня безопасности и минимального влияния на окружающую среду и человека даже при умышленном (террористическом) разрушении реактора. Эти требования были четко сформулированы в [11]. В частности, реактивная авария должна исключаться за счет запаса реактивности, меньшей, чем доля запаздывающих нейтронов, а возможность простого управления реактором реализуется за счет минимального изменения технологических параметров реактора при выводе на мощность. Требуется минимальное количество делений в реакторе, нормированное на один нейтрон в месте расположения пациента, что совместно со старт-стопным режимом работы реактора обеспечивают минимально возможную радиоактивность топлива. При использовании нейтронозахватной терапии важным оказывается спектральное распределение нейтронов, от которого зависит значение терапевтического эффекта (отношение поглощенной дозы в поврежденной ткани к максимальной дозе в здоровой ткани), а также ограничение в нейтронном пучке примеси гамма-излучения. Реализация приведенных требований зависит в значительной степени от выбора топливной композиции и геометрии реактора, от конструкционных материалов активной зоны и отражателя, от обогащения топлива и, наконец, от мощности реактора.

Наиболее отвечающими перечисленным требованиям по своим характеристикам являются итальянский реактор TAPIRO с мощностью 5 кВт [6] и канадский SLOWPOKE с мощностью 20 кВт [7]. Существенный недостаток реактора TAPIRO – высокое (93,5%) обогащение топлива по  $^{235}\text{U}$ , что с точки зрения нераспространения делящихся материалов делает его непригодным для экспорта.

В данной работе приведены результаты расчетных исследований по определению ряда характеристик реакторов с максимальной утечкой нейтронов для уранового и америциевого топлива. На основе проведенных сравнительных расчетов были выбраны геометрия и топливная композиция специализированного медицинского реактора для размещения его в онкологической клинике, основные характеристики которого (и в том числе проблемы безопасности) обсуждались в докладах на конференциях [11, 13].

### МОДЕЛЬ РЕАКТОРА

За основу взята модель реактора MAPC (рис. 1) [4]. Активная зона окружена отражателем из оксида бериллия с одним открытым торцом для утечки нейтронов, на котором расположена система фильтров со следующими толщинами и материалами: 40 см –  $\text{Al}_2\text{O}_3$ , 10 см –  $\text{PbF}_2$  и 0,5 см –  $\text{LiF}$ .

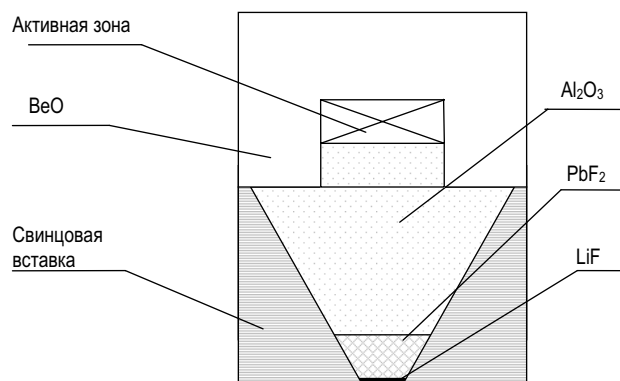


Рис. 1. Модель специального медицинского реактора MAPC

Активная зона представляет собой цилиндр диаметром 22 см и высотой 7,3 см, в котором расположены 11 пластин-дисков с жидким топливом на основе  $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$  (см. рис. 2). В качестве теплоносителя используется обычная вода. Активная зона в виде диска с отношением диаметра к высоте, равным трем, была предложена в [3] для достижения максимальной плотности потока нейтронов за фильтром нейтронов. Такая же геометрия активной зоны обосновывалась и использовалась в [4].

Недостатком применения жидкого топлива [3, 4] является его выход в теплоноситель при возможной разгерметизации топливных пластин. Кроме того, получение высокого обогащения изотопа  $^{242\text{m}}\text{Am}$ , принятого в расчетах [4], вряд ли целесообразно из-за технологически сложной процедуры. Наконец, имело смысл сопоставить характеристики америциевого топлива с более технологичными вариантами уранового топлива.

Принимая во внимание высказанные соображения, были рассмотрены следующие топливные композиции:

- металлический америций с 90-процентным обогащением по  $^{242\text{m}}\text{Am}$ , напыленный на пластины из гидрида циркония;

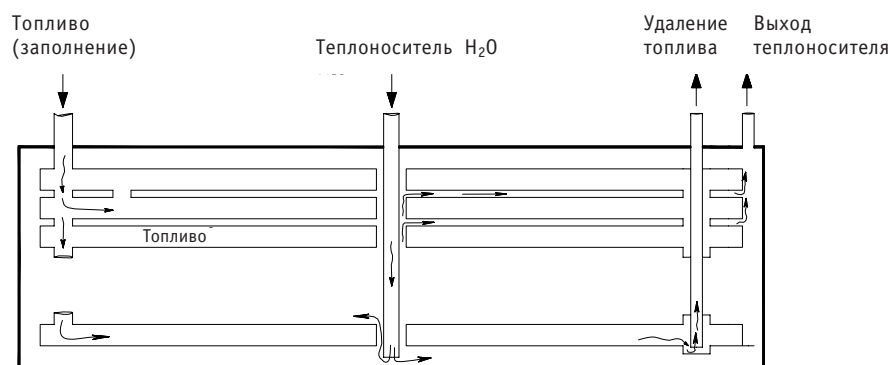


Рис. 2. Модель активной зоны специального медицинского реактора МАРС

- металлический америций, напыленный на пластины из гидрида циркония, с 14,3-процентным обогащением по  $^{242m}\text{Am}$ , который может быть получен на специальном облучательном устройстве в реакторе БН-600 [12];
- гидрид циркония урана с 20-процентным обогащением по  $^{235}\text{U}$ ;
- диоксид урана с 20-процентным обогащением по  $^{235}\text{U}$ .

Во всех вариантах топливо представлялось в виде пластин-дисков. Для каждого вида топлива подбирались оптимальные параметры активной зоны реактора (количество топливных пластин, толщина и расстояние между ними) так, чтобы достичь максимальной плотности потока на поверхности фильтра. Все плотности потока нормировались на мощность 10 кВт, при этом погрешность в оценках плотности потока составляла до 10% в максимально удаленной точке от активной зоны – за фильтром LiF. Расчеты выгорания топлива и соответствующего запаса реактивности проводились с учетом работы реактора в старт-стопном режиме (400 часов в год) в течение 10 лет. Результаты расчетов приведены в табл.1.

Параметры нейтронного пучка на выходе из системы фильтров выглядят несколько хуже для твердотопливного состава активной зоны с америцием по сравнению с жидкосолевым америциевым реактором. Однако использование твердого топлива дает возможность избавиться от двух существенных недостатков жидкосолевого состава активной зоны.

Во-первых, жидкосолевого состава активной зоны имеет на один барьер безопасности меньше по сравнению с твердотопливной композицией. Действительно, при разгерметизации твэла с жидкосолевым раствором топлива попадает в контур теплоносителя в большом объеме.

Во-вторых, в реакторе с жидкосолевого композицией для достижения очень хороших показателей необходима концентрация соли  $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$ , близкая к предельному значению растворимости в воде. Следовало бы уменьшить концентрацию соли америция в растворе и увеличить размеры активной зоны, что приведет к уменьшению отношения плотности потока нейтронов в пучке к критической массе америция.

Сравнение характеристик активных зон реакторов с америцием и урановым топливом показывает преимущества последнего по следующим параметрам:

- потеря реактивности для уранового реактора из-за выгорания топлива оказывается в 20 раз меньше, что очевидно связано с большей загрузкой в урановом варианте и потерей  $^{242m}\text{Am}$  в результате радиоактивного распада;
- радиоактивность топлива в активной зоне в случае использования в качестве топлива америция намного больше, чем при использовании уранового топлива. В начале кампании (свежее топливо) радиоактивность америциевого топлива со-

Таблица 1

**Характеристики специального медицинского реактора с различными топливными композициями**

Тип топлива	<sup>242m</sup> Am 90% (раствор) [4]	<sup>242m</sup> Am 90% (металл)	<sup>242m</sup> Am 14,3% (металл)	<sup>235</sup> U 20%, (UO <sub>2</sub> )	<sup>235</sup> U 20%, (U+ZrH <sub>1.8</sub> )
Диаметр активной зоны, см	22	25	35	30	31
Высота активной зоны, см	7.3	7.05	11.25	9	9.80
Критическая масса топлива (Am, U), г	19.2	23.2	400	14200	4100
Количество топливных пластин	11	9	15	9	11
Плотность потока нейтронов в активной зоне, н/см <sup>2</sup> /с	5.8·10 <sup>12</sup>	5.0·10 <sup>12</sup>	2.0·10 <sup>12</sup>	2.3·10 <sup>12</sup>	2.0·10 <sup>12</sup>
Плотность потока нейтронов на поверхности фильтра LiF, н/см <sup>2</sup> /с	8.2·10 <sup>9</sup>	5.2·10 <sup>9</sup>	7.2·10 <sup>9</sup>	5.6·10 <sup>9</sup>	4.6·10 <sup>9</sup>
Плотность потока эпитепловых нейтронов на поверхности фильтра LiF, н/см <sup>2</sup> /с	6.5·10 <sup>9</sup>	3.8·10 <sup>9</sup>	5.6·10 <sup>9</sup>	4.1·10 <sup>9</sup>	3.6·10 <sup>9</sup>
Коэффициент Доплера, % Δk/k·1/K	-1.8·10 <sup>-5</sup>	-0.2·10 <sup>-5</sup>	-0.2·10 <sup>-5</sup>	-2.1·10 <sup>-5</sup>	-1.1·10 <sup>-4</sup>
Температурный коэффициент теплоносителя, % Δk/k·1/K	-6.0·10 <sup>-5</sup>	-1.5·10 <sup>-4</sup>	-3.5·10 <sup>-5</sup>	-1.4·10 <sup>-4</sup>	-7.2·10 <sup>-5</sup>
Выгорание по массе, г	3.25 ( <sup>242m</sup> Am)	3.18 ( <sup>242m</sup> Am)	5.0 ( <sup>242m</sup> Am)	2.0 ( <sup>235</sup> U)	2.2 ( <sup>235</sup> U)
Полный запас реактивности, % Δk/k	5.0	6.0	4.0	0.2	0.3
Радиоактивность (начало компани), Ки	190	230	1500	0.04	0.01

ставляет около 200 Ки и превышает радиоактивность уранового топлива примерно в 10000 раз (по требованиям безопасности америциевое топливо уступает урановому).

**УРАНОВЫЕ ТОПЛИВНЫЕ КОМПОЗИЦИИ С ЦИЛИНДРИЧЕСКИМИ ТВЭЛАМИ**

Конструкции твэлов в виде дисков-пластин являются весьма экзотическими, и с позиции экономической привлекательности лучше использовать более апробированные технологии. Поэтому решено было рассмотреть цилиндрические твэлы с топливом как из металлического урана, так и из диоксида урана. Возможны два

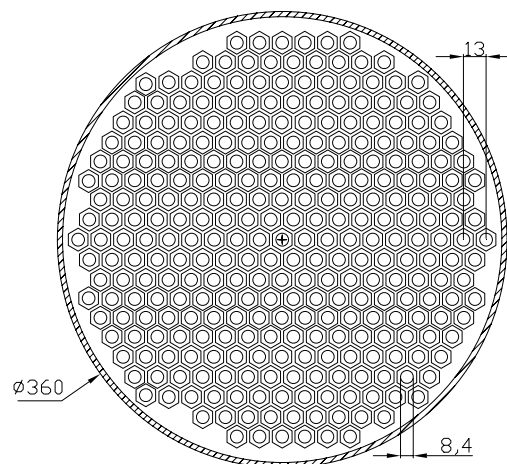


Рис. 3. Модель активной зоны с вертикальным расположением стержневых твэлов (размеры даны в мм)

варианта расположения твэлов в активной зоне – вертикальное и горизонтальное.

На рисунке 3 показана модель активной зоны реактора с вертикальным расположением твэлов. В расчетах использовались твэлы со следующими характеристиками: в центре твэлов размещен замедлитель  $ZrH_{1.85}$ , а снаружи находится слой U-Zr-Nb-топлива (обогащение по  $^{235}U$  20%), оболочка твэла – алюминиевый сплав САВ-2, внешний диаметр твэла 0.84 см, высота 11 см.

Горизонтальное расположение твэлов показано на рис. 4. В этом случае активная зона является прямоугольной. Такая геометрия позволяет почти в три раза уменьшить количество твэлов и увеличить их длину в четыре раза (см. табл.2).

При горизонтальном расположении топливных стержней в активной зоне рассматривались

- твэлы с металлическим ураном и гидридом циркония в центре;
- укороченные твэлы реактора БН-600.

Во всех описанных вариантах были проведены оптимизационные расчеты для получения критических параметров с максимальной плотностью потока эпитепловых нейтронов за фильтром LiF. В таблице 2 приведены результаты оптимизации для каждого случая в сравнении с наилучшим вариантом расположения твэлов в виде пластин ( $UO_2$ ).

Как видно из таблицы, вариант с вертикальным расположением твэлов по плотности потока эпитепловых нейтронов выглядит более привлекательным. Однако, как было показано [14], за счет оптимизации состава плотность потока эпитепловых нейтронов для реактора с горизонтальным расположением твэлов с диоксидом урана увеличивается вдвое ( $6,8 \cdot 10^9$  н/см<sup>2</sup>/с).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Урановое топливо имеет неоспоримое преимущество по требованиям безопасности. В ранних исследованиях по медицинскому реактору с америциевым топливом это обстоятельство во внимание не принималось.

Один из основных выводов, который следует из проведенных расчетов, можно сформулировать следующим образом. Преимущество топлива на основе америция или  $^{233}U$ , связанное с отношением плотности потока в месте расположения пациента к мощности реактора, не является определяющим, когда принимаются во внимание вопросы безопасности реактора (радиоактивность топлива и запас

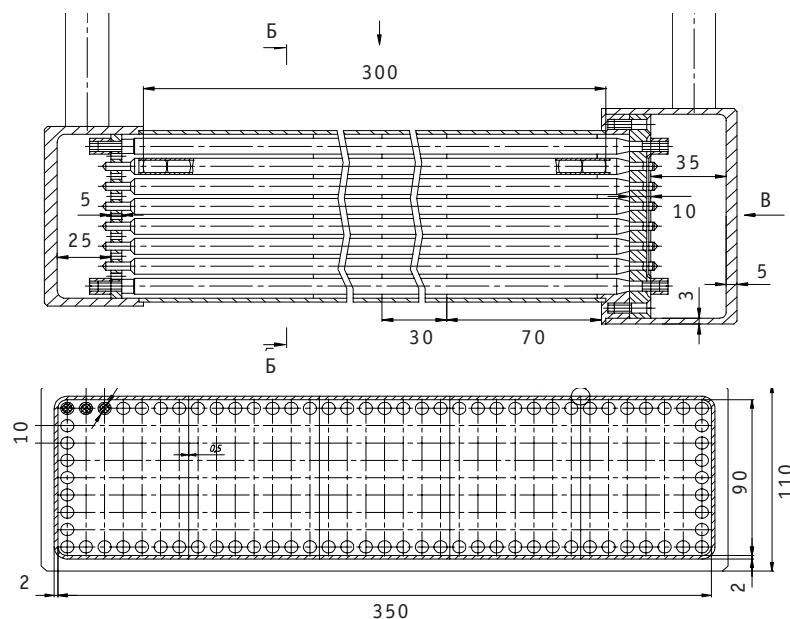


Рис. 4. Модель активной зоны с горизонтальным расположением стержневых твэлов (размеры даны в мм)

Таблица 2

**Характеристики медицинского реактора  
с цилиндрическими твэлами и топливом в пластинах**

Тип топлива	UO <sub>2</sub> (пластины)	U-Zr-Nb (твэлы вертик.)	U-Zr-Nb (твэлы горизонт.)	UO <sub>2</sub> (твэлы БН-600 горизонт.)
Внешние размеры активной зоны, см	Ø30×9	Ø36×11	35.6×41.4 ×7.2	42.2×40.0 ×8.4
Критическая масса, кг	16.2	15.0	18.3	19.8
Количество твэлов	9	649	245	245
Плотность потока нейтронов в активной зоне, н/см <sup>2</sup> /с	$2.3 \cdot 10^{12}$	$1.5 \cdot 10^{12}$	$1.5 \cdot 10^{12}$	$1.2 \cdot 10^{12}$
Плотность потока нейтронов на поверхности фильтра LiF, н/см <sup>2</sup> /с	$5.6 \cdot 10^9$	$1.1 \cdot 10^{10}$	$2.2 \cdot 10^9$	$4.1 \cdot 10^9$
Плотность потока эпитепловых нейтронов на поверхности фильтра LiF, н/см <sup>2</sup> /с	$4.1 \cdot 10^9$	$5.9 \cdot 10^9$	$1.9 \cdot 10^9$	$3.3 \cdot 10^9$
Коэффициент Доплера, % $\Delta k/k, 1/K$	$-2.1 \cdot 10^{-5}$	—	—	$-1.2 \cdot 10^{-5}$
Температурный коэффициент теплоносителя, % $\Delta k/k, 1/K$	$-1.4 \cdot 10^{-4}$	—	—	$-1.3 \cdot 10^{-4}$

реактивности), расположенного в клинике. Если использовать топливо в виде смеси  $^{233}\text{U}$  и Th, то суммарная активность такого свежего топлива будет превосходить урановое топливо на основе  $^{235}\text{U}$  в тысячи раз.

Кроме того изготовление твэлов на основе диоксида урана делает установку более дешевой и технологичной по сравнению с америциевым вариантом.

В связи с вышеизложенным, наиболее перспективным является реактор с топливом в виде диоксида урана и обогащением по  $^{235}\text{U}$  не выше 20%. Именно этот вариант использован при разработке предыдущего проекта реакторной установки МАРС.

### Литература

1. International Atomic Energy Agency (IAEA), «Current status of neutron capture therapy», in IAEA-Tecdoc-1223. 2001, IAEA: Wien.
2. Tsyb A.F. et al. Development of Neutron Therapy Treatment. The 5th Japan-Russian Symposium on Radiation Safety. Tokyo, 26-27 August, 1997.
3. Ronen Y., Aboudy M., Regev O. Homogeneous  $^{242\text{m}}\text{Am}$ -Fueled Reactor for Neutron Capture Therapy// Nuclear Science Engineering. – 2001. – 138. – P. 295-304.
4. Левченко В.А., Балакин И.П., Белугин В.А., Дорохович С.Л., Казанский Ю.А., Кураченко Ю.А., Левченко А.В., Матусевич Е.С., Ронен И., Уваров А.А., Юрьев Ю.С. Основные характеристики америциевого реактора для нейтронной терапии. Реактор МАРС//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – № 3. – С. 72-82.
5. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Левченко А.В., Матусевич Е.С. Вывод нейтронных пучков и защита медицинского реактора «МАРС»//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №4.
6. Nava E., Burn K.W., Casalini L., Petrovich C., Rosi G., Sarotto M., Tinti R. Monte Carlo Optimization of a BNCT Facility for treating Brain Gliomas at the TAPIRO Reactor. – ICSR-10, RPS 2004 Funchal, Madeira Island (Portugal) 9-14 May 2004.
7. McCall M.J., Pierre M. A Feasibility Study of the SLOWPOKE-2 Reactor as a Neutron Source for Boron Neutron Cancer Treatment/25th CNS/CNA Annual Student Conference McMaster University (Hamilton, Ontario, March 10-11, 2000).
8. Ульянов С.Е., Кузнецова М.Н., Обатуров Г.М. Радиологические аспекты применения нейтронов реактора БР-10 для лучевой терапии злокачественных опухолей. Быстрые нейтроны в лучевой терапии злокачественных опухолей/Труды Всесоюзной конференции. – Томск: НИИ онкологии ТНЦ АМН СССР, 1992.
9. Паспорт инновационного проекта «Развитие технологии нейтронозахватной терапии опухолей на ядерных реакторах». – Обнинск: Медицинский радиологический научный центр Российской Академии медицинских наук (МРНЦ РАМН), 2002.
10. Матусевич Е.С. Реакторы и ускорители: Учебное пособие по курсу «Реакторы и ускорители». – Обнинск: ИАТЭ, 2000. – 178 с.
11. Левченко В.А., Белугин В.А., Казанский Ю.А., Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С., Левченко А.В. и др. Нейтронно-физические и технические характеристики медицинского реактора для нейтронной терапии/IX Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров»: Тезисы докладов (Обнинск, 24-28 октября 2005 г.). Ч. 1. – Обнинск: ИАТЭ, 2005. – С. 78-79.
12. Кочетков А.Л., Казанский Ю.А., Левченко В.А., Матвиенко И.П. О возможностях наработки  $^{242\text{m}}\text{Am}$  в специальных облучательных устройствах реактора БН-600//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – №2. – С. 52-59.
13. Левченко В.А., Белугин В.А., Казанский Ю.А., Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С., Юрьев Ю.С., Левченко А.В. и др. Источник нейтронов для нейтронозахватной терапии/«Альманах клинической медицины». Т. XII/ПТроицкая конференция «Медицинская физика и инновации в медицине» (16-19 мая 2006 г.). – М.: МОНИКИ. – 2006. – 87 с.
14. Казанский Ю.А., Левченко А.В. Оценка эффективности фильтрации нейтронных пучков для нейтронной терапии/IX Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров»: Тезисы докладов (Обнинск, 24-28 октября 2005 г.). Ч. 1. – Обнинск: ИАТЭ, 2005. – 80 с.

Поступила в редакцию 18.05.2009



Neutron therapy for cancer treating are formed the specific requests to neutron beam parameters. At present time, multipurpose testing nuclear reactors which adjusted for medical purpose are used for neutron therapy. Favorable for neutron capture therapy energy interval depends on depth of tumor position and locates from 0,5eV to 20–40KeV. The materials which can be used as a moderator or filter under forming the need spectral structure of neutron beams for BNCT are given in present paper.

#### УДК 621.039.51

*High Energy Proton Activation Data Library (HEPAD-2008) \ Yu.A. Korovin, A.A. Natalenko, G.B. Pilnov, A.Yu. Konobeyev, A.Yu. Stankovskiy, A.V. Tikhonenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 4 tables, 3 illustrations. – References, 25 titles.*

A proton activation data library for 682 nuclides from 1H to 210Po in the power range from 150 MeV up to 1 GeV was developed at the INPE «PUSK» research laboratory. To calculate proton activation data the MCNPX 2.6c and CASCADE/INPE codes were chosen. The different intranuclear cascade, preequilibrium and equilibrium nuclear reaction models and they combinations are being used. The choice of the optimum models of calculation was carried out on the basis of statistical correlation for calculated and experimental proton data taken from the EXFOR international library of experimental nuclear data. All the data are presented in the ENDF-6 format files. The library was called HEPAD-2008 (High-Energy Proton Activation Data).

#### УДК 621.039.54

*Generalizing Operational-Constructive Criterion for Water-Water Reactors \ V.I. Korolev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 1 illustration. – References, 1 title.*

The operational-constructive dimensionless criterion which allows connecting a number of the important characteristics for operation with the basic constructive sizes ТВЭЛ is developed. The given criterion can be used at designing of new active zones of the various sizes and characteristics with similar properties.

#### УДК 621.039.51

*Choice of the Fuel Composition for the Special Medical Reactor \ A.V. Levchenko, V.A. Barshevtsev, Y.A. Kazansky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 14 titles.*

Calculation substantiation of the fuel composition choice for the special medical reactor was considered. Two kinds of fuel – based upon americium and uranium (as more common one) were compared both in zirconium hydride matrix and as uranium dioxide. The general characteristics were contrasted and it was concluded that uranium dioxide fuel has an advantage.

#### УДК 621.039.543.4

*Possibility Research of Profiling of Energy-Release by Radial Transposition of Fuel in the CANDU Type Reactors \ Min Min Soe, V.I. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 5 titles.*

Possibility research of profiling of energy-release by radial transposition of fuel by the scheme of «out-in-out» in the boundary of active zone of CANDU type reactors when utilizing slightly enriched uranium as a fuel was carried out. Quantitative estimations of effectiveness of transposition at the example model of CANDU type reactor with the parameters, similar to the PHWR-750 project in the range of initial enrichment of fuel is from 0.71 to 3% were outlined.

#### УДК 621.039.517

*Analysis of Decay Heat at BN-600 Assemblies \ S.V. Zabrodskeya, A.L. Kochetkov, A.V. Moiseev, M.Yu. Semenov, Yu.S. Khomyakov, E.F. Seleznev, V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum, V.F. Rosliakov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 12 pages, 2 tables, 8 illustrations. – References, 11 titles.*

The method of decay heat calculation used by CARE\_03 code and module OST of complex GEFEST is described. The verification of method is carried out in comparison with ORIGEN code calculations of decay heat. The calculations validation on decay heat measurements is fulfilled on calorimetric equipment of Beloyrskaya Power Plant pool. The coincidence of calculation data of both codes CARE and ORIGEN are shown (< 5%). The discrepancy of decay heat calculation data with measurement data is indicated for spent subassemblies under the long cooling times with the low decay heat – 100-150 Wt. The calculate and