

УДК 621.039.54

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ РЕАКТОРОВ ТИПА CANDU С ПОЗИЦИЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРИРОДНЫХ РЕСУРСОВ И ПОКАЗАТЕЛЕЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Мин Мин Со, В.И. Наумов

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),
г. Москва*



Проведен сравнительный анализ ряда вариантов перспективных топливных циклов тяжеловодных реакторов типа CANDU с позиций эффективности использования ядерного топлива и влияния на параметры безопасности. Рассмотрены варианты, базирующиеся на использовании слабо обогащенного урана, смешанного (МОКС) топлива, совместного открытого топливного цикла на базе слабо обогащенного урана и тория, а также совместного топливного цикла с реактором типа PWR (DUPIC-технология). Анализируются изменения свойств реактора, связанные с заменой тяжеловодного теплоносителя обычной легкой водой и возможность сокращения потребности в природном уране при частичной загрузке реактора торием.

Канальные тяжеловодные реакторы типа CANDU, способные работать на природном уране и наиболее эффективно использовать его природные ресурсы в условиях открытого топливного цикла по сравнению с тепловыми реакторами других типов, могут быть привлекательны для стран, начинающих осваивать ядерную энергетику. Серьезным недостатком тяжеловодных реакторов, работающих на природном уране, является относительно небольшая глубина выгорания (менее 10 МВт·сут/кг), что приводит к большому объему твэльного производства и объему облученного топлива. Вместе с тем, учитывая длительный срок службы реакторов (50–60 лет), возможные изменения на рынке ядерного топлива, прогресс в разработке ядерных реакторов других типов, создание региональных центров по производству и переработке ядерного топлива, не исключена возможность существенного совершенствования топливных циклов CANDU в процессе эксплуатации с целью сохранения их конкурентоспособности. Судя по литературным данным [1–6], ведутся исследования по различным вариантам совершенствования топливных циклов CANDU, от использования слабо обогащенного топлива до перехода на альтернативные варианты, включая использование плутония и переход на торий-

урановый цикл. Одно из направлений исследований связано с возможностью использования реакторов CANDU в совместном топливном цикле с легководными корпусными реакторами PWR путем дожигания в CANDU ядерного топлива, исчерпавшего свой ресурс в условиях PWR. Рассматривается вариант совместного топливного цикла, базирующийся на ограниченной переработке ядерного топлива, выгруженного из реактора PWR, включающей расчехловку облученных твэлов, размалывание таблеток ядерного топлива, отделение газовых фракций, рефабрикацию новых твэлов под стандарт CANDU. Такой совместный топливный цикл, исключаящий радиохимическую переработку облученного ядерного топлива и получивший название DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU) [7], обеспечивает возможность получения в условиях мягкого спектра CANDU дополнительной энерговыработки $\sim 15\text{--}18$ МВт·сут/кг топлива и повышенную защищенность ядерных материалов от неконтролируемого распространения.

В связи с потенциальной возможностью использования в CANDU слабо обогащенного топлива, с целью экономии тяжелой воды, рассматриваются варианты замены тяжеловодного теплоносителя легкой водой.

Цель настоящей работы – проведение на единой методической основе сравнительного анализа различных вариантов топливных циклов реакторов типа CANDU с позиций эффективности использования природных ресурсов урана, их относительного влияния на натуральные показатели топливных циклов (энерговыработка, расход ядерного горючего и твэльное производство, разделительная работа) и показатели безопасности (коэффициенты реактивности, доля запаздывающих нейтронов).

В качестве основного инструмента нейтронно-физического расчета использовался программный комплекс GETERA [8], позволяющий производить расчет нуклидного состава при выгорании топлива и коэффициента размножения для ячеек и полиячеек ядерных реакторов различных типов. Методика нейтронно-физического расчета в программном комплексе GETERA основывается на многогрупповой модели с учетом температурной зависимости групповых констант, что дает возможность оценивать коэффициенты реактивности. Теплофизический расчет каналов с некипящим теплоносителем производился по известным методикам [9].

В расчетных исследованиях для определенности выбран вариант реактора CANDU [1] со стандартной конструкцией ТВС, содержащей 37 твэлов из диоксида урана или тория с наружным диаметром 13,08 мм и диаметром топливных таблеток 12,16 мм. Материал оболочек твэлов цирконий; ТВС помещены в технологические каналы из циркония с наружным диаметром 111,84 мм и внутренним диаметром 103,4 мм. Шаг квадратной решетки технологических каналов равен 28,6 см; длина рабочей части технологического канала, соответствующая аксиальному размеру активной зоны, составляет 600 см; длина одной секции ТВС равна 49,5 см. При работе реактора свежие ТВС загружаются с торцов активной зоны, по мере выгорания перемещаются внутри технологических каналов от входа к выходу и выгружаются с противоположного торца при достижении проектной величины выгорания. При этом в соседних каналах ТВС перемещаются в противоположных направлениях, что обеспечивает близкий к однородному состав топлива в активной зоне и симметричное аксиальное распределение плотности потока нейтронов. В данных исследованиях аксиальное распределение плотности нейтронов принято соответствующим функции синуса. В применяемой расчетной модели дискретное перемещение ТВС внутри технологических каналов моделируется непрерывным движением с постоянной скоростью v , пропорциональной уровню плотности потока нейтронов на радиусе размещения данного технологического

канала. Таким образом, все ТВС за время пребывания в активной зоне (различное для разных каналов) достигают одинакового выгорания. В качестве критерия для определения достижимого выгорания принята величина коэффициента размножения бесконечной размножающей среды K_{∞} на среднем нуклидном составе топлива в активной зоне. В данных исследованиях коэффициент размножения принят одинаковым для всех вариантов и равным 1,05. Дополнительным аргументом в пользу такого выбора была полученная расчетная величина выгорания для базового варианта на природном уране, равная 8,2 МВт-сут/кг, которая хорошо коррелирует с известными данными по выгоранию топлива в существующих реакторах CANDU [1,12].

В соответствии с известными проектными данными [1], коэффициент полезного действия ядерно-энергетической установки с реактором CANDU принят равным 30%. Температура теплоносителя на входе в активную зону равна 250°C, подогрев в активной зоне – 56°C.

В табл. 1 приведены результаты расчетов основных показателей топливных циклов, базирующихся на основе слабо обогащенного топлива, а также на различных вариантах смешанного (МОКС) топлива, включая вариант DUPIC. Приведены данные по величине выгорания топлива B , по удельному расходу ядерного топлива (в составе ТВС) на единицу произведенной электроэнергии g_x , по соответствующему удельному расходу природного урана g_c и удельному количеству разделительной работы. При расчете расхода природного урана и количества разделительной работы содержание урана-235 в отвале принято равным 0,25% [10]. В вариантах со смешанным топливом изотопный состав плутония принят соответствующим энергетическому плутонию, содержащемуся в отработанном топливе реактора ВВЭР при выгорании 40 МВт-сут/кг [11]. В этих вариантах выделенный радиохимическим способом «энергетический» плутоний смешивается с отвальным ураном, содержащим уран-235 в количестве 0,25%. В варианте DUPIC нуклидный состав отработанного в ВВЭР топлива также соответствует выгоранию 40 МВт-сут/кг. Во всех рассмотренных вариантах повторное использование ядерного топлива после этапа облучения в CANDU не предусматривается. Для сравнения приведены

Таблица 1

Характеристики уран-плутониевого топливного цикла с использованием слабо обогащенного урана и смешанного (МОКС) топлива

Топливо	Выгорание B [МВт-сут/кг]	Удельный расход топлива, g_x [кг/МВт(эл)-год]		Удельный расход природного урана, g_c [кг/МВт(эл)-год]	Удельное количество разделительной работы [кг ЕРР/МВт(эл)-год]
		UO ₂	PuO ₂		
UO ₂ ($X_5=0,71\%$)	8,2 / –	144 / –	–	144 / –	0 / –
UO ₂ ($X_5=1,0\%$)	17,5 / 6,6	67 / 183	–	110 / 298	20,6 / 59,6
UO ₂ ($X_5=1,5\%$)	30,6 / 19,1	38 / 64	–	105 / 173	39,0 / 65,7
UO ₂ ($X_5=2,0\%$)	42,1 / 29,4	28 / 41	–	106 / 157	52,3 / 76,6
UO ₂ ($X_5=2,5\%$)	52,9 / 39,5	22 / 30	–	109 / 151	61,1 / 83,3
UO ₂ ($X_5=3,0\%$)	63,2 / 48,5	19 / 25	–	111 / 150	70,8 / 93,2
(U+Pu)O ₂ (2,0%PuO ₂)	45,5 / 32,8	26 / 36	0,54 / 0,74	–	–
(U+Pu)O ₂ (3,0%PuO ₂)	64,8 / 51,8	18 / 23	0,56 / 0,71	–	–
DUPIC-топливо	19,4 / 13,5	61 / 87	–	–	–

варианты, относящиеся к использованию в качестве теплоносителя тяжелой воды (числитель) или легкой воды (знаменатель).

В качестве базового варианта приведены данные для стандартного топливного цикла CANDU на природном уране.

Как следует из приведенных данных, переход в реакторах CANDU на слабо обогащенное топливо позволяет не только увеличить выгорание, но и существенно уменьшить расход природного урана. Значительный эффект в экономии природного урана (~30%) достигается при весьма умеренном увеличении начального обогащения, до 1,0–1,5%. Дальнейшее повышение обогащения, до 2,0–3,0%, не приводит к экономии природного урана, но позволяет значительно увеличить выгорание топлива и сократить объем твэльного производства. Так, повышение обогащения до 3,0% позволяет увеличить выгорание до 63 МВт·сут/кг и сократить объем производства ТВС почти в 8 раз по сравнению с базовым вариантом. Для сравнения следует отметить, что выгорание ~60 МВт·сут/кг в реакторах типа ВВЭР достижимо только при обогащении топлива ~5,0% и соответствующем увеличении расхода природного урана и количества разделительной работы. Согласно имеющимся данным и простым оценкам, удельный годовой расход природного урана для реакторов ВВЭР, работающих в открытом топливном цикле, составляет 180–200 кг/МВт(эл)·год, что почти вдвое превышает потенциальные показатели CANDU.

Рассмотренные варианты со смешанным топливом на основе «энергетического» плутония или DUPIC-технологии интересны тем, что позволяют полностью исключить потребление природного урана при сохранении преимуществ перед ВВЭР в расходе ТВС.

Замена тяжеловодного теплоносителя легкой водой в сочетании со слабо обогащенным ураном, при достижении существенной экономии в тяжелой воде, естественно, приводит к ухудшению показателей по эффективности использования ядерного топлива и с этой точки зрения может иметь смысл только при использовании топлива с обогащением не менее 2,0–3,0%. В этом диапазоне тяжеловодный реактор с легководным теплоносителем сохраняет преимущество как по объему производства ТВС, так и по расходу природного урана по сравнению с корпусным реактором типа ВВЭР (PWR), незначительно уступая по последнему показателю базовому варианту.

Любые изменения как в составе ядерного топлива, так и в компонентах активной зоны в принципе сказываются на эксплуатационных характеристиках и параметрах, влияющих на безопасность реактора. Для рассмотренных выше вариантов были рассчитаны коэффициенты реактивности по температуре топлива

$\alpha_T = \frac{dp}{dT_{\text{топ}}}$, по температуре теплоносителя $\alpha_{T/H} = \frac{dp}{dT_{T/H}}$ и средние доли запаздывающих нейтронов $\bar{\beta}$. Были также рассчитаны коэффициенты реактивности по мощности

$\alpha_W = W \cdot \frac{dp}{dW}$ и по расходу теплоносителя $\alpha_G = G \cdot \frac{dp}{dG}$, демонстрирующие чувствительность реактора к возможным колебаниям мощности и расхода теплоносителя.

Расчеты производились прямым методом, путем вариации физического параметра и оценки изменения коэффициента размножения. При расчете коэффициентов реактивности по мощности и по расходу теплоносителя учитывалось совокупное влияние вариации данного параметра на температуру топлива, плотность и температуру теплоносителя. Количественные значения этих коэффициентов нормированы на процент изменения мощности или расхода. Расчеты проведены для вариантов тяжеловодного (числитель) и легководного (знаменатель) теплоносителей. Результаты расчетов представлены в табл. 2.

Таблица 2

Значения коэффициентов реактивности и выхода запаздывающих нейтронов уран-плутониевых топливных циклов

Топливо	$\alpha_{тн} [1/^\circ\text{K}] \cdot 10^{-5}$	$\alpha_{т} [1/^\circ\text{K}] \cdot 10^{-5}$	$\alpha_{w} [1/\%] \cdot 10^{-5}$	$\alpha_{G} [1/\%] \cdot 10^{-5}$	$\bar{\beta} \cdot 10^{-2}$
UO ₂ ($X_5=0,71\%$)	2,1 / –	–1,2 / –	–7,5 / –	–4,1 / –	0,46 / –
UO ₂ ($X_5=1,0\%$)	2,1 / 21,0	–1,2 / –1,1	–7,5 / –7,3	–4,1 / –40,0	0,45 / 0,49
UO ₂ ($X_5=1,5\%$)	2,2 / 19,0	–1,2 / –1,1	–7,5 / –7,3	–4,0 / –38,0	0,45 / 0,45
UO ₂ ($X_5=2,0\%$)	2,2 / 18,0	–1,2 / –1,1	–7,5 / –7,3	–4,0 / –37,0	0,44 / 0,45
UO ₂ ($X_5=2,5\%$)	2,3 / 17,0	–1,2 / –1,1	–7,5 / –7,3	–3,9 / –36,0	0,44 / 0,45
UO ₂ ($X_5=3,0\%$)	2,3 / 16,0	–1,2 / –1,1	–7,5 / –7,3	–3,9 / –35,0	0,44 / 0,45
(U+Pu)O ₂ (2,0%PuO ₂)	1,9 / 14,0	–1,2 / –1,1	–7,5 / –7,3	–4,4 / –33,0	0,35 / 0,35
(U+Pu)O ₂ (3,0%PuO ₂)	1,9 / 11,0	–1,2 / –1,1	–7,5 / –7,3	–4,4 / –31,0	0,35 / 0,35
DUPIC-топливо	2,2 / 13,0	–1,2 / –1,1	–7,5 / –7,3	–4,0 / –32,0	0,41 / 0,43

Как и следовало ожидать, коэффициент реактивности по температуре топлива, определяемый в основном эффектом Доплера на резонансных уровнях урана-238, остается практически неизменным для всех рассмотренных вариантов. Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя для тяжеловодного варианта является слабо положительным и мало отличается от базового для всех рассмотренных вариантов. Переход на легководный теплоноситель приводит к значительному, почти на порядок, увеличению коэффициента реактивности по сравнению с тяжеловодным вариантом. В коэффициенте реактивности по мощности реактора доминирует составляющая, связанная с эффектом Доплера, что обеспечивает ему благоприятный отрицательный знак. В коэффициенте реактивности по расходу теплоносителя доминирует составляющая, связанная с положительной обратной связью по температуре теплоносителя, что приводит к его неблагоприятному отрицательному знаку: с уменьшением расхода увеличивается температура теплоносителя, что ведет к росту реактивности. Судя по полученным результатам, при замене тяжеловодного теплоносителя на легкую воду следует ожидать значительного повышения чувствительности реактора к колебаниям расхода теплоносителя.

Средняя доля запаздывающих нейтронов в вариантах со слабо обогащенным топливом мало отличается от базового варианта. Значительное отличие доли запаздывающих нейтронов от базового варианта в меньшую сторону имеет место только в вариантах со смешанным топливом.

Интерес к ториево-урановому топливному циклу возник давно и диктуется рядом причин: потенциальное исчерпание ресурсов природного урана, преимущества урана-233 как ядерного топлива перед ураном-235 и плутонием-239 при использовании в реакторах на тепловых нейтронах, нераспространение делящихся материалов. Среди первых претендентов на внедрение тория в ядерные энергетические установки называют реакторы CANDU как наиболее приспособленные к изменению топливного цикла. Возможны различные компромиссные варианты внедрения тория в топливные загрузки ядерных реакторов, простейшим из которых является комбинированный вариант, предполагающий частичную загрузку

реактора ториевыми ТВС без добавления делящихся материалов и совместный топливный цикл на основе слабо обогащенного урана и тория. Такой вариант особенно легко осуществим в канальном реакторе типа CANDU.

В перспективе, при условии практического освоения радиохимической переработки облученного торий-уранового топлива, выделенные из топлива уран-233 и уран-235 могут быть использованы для производства торий-урановых ТВС и позволят получить дополнительную экономию природного урана. Наряду с расходом природного урана, анализируются полный расход обогащенного урана и тория, определяющий объем производства ТВС, объем разделительной работы, необходимый для производства обогащенного урана и наработка урана-233 и урана-235 в облученных ториевых ТВС. Предполагается, что скорости перемещения урановых v_{UO_2} и ториевых ТВС v_{ThO_2} могут быть как одинаковыми, так и существенно различными. Фрагмент активной зоны реактора моделировался в виде полячейки из 4-х каналов, загружаемых урановыми и ториевыми ТВС в пропорции 3:1 и 2:2.

В табл. 3 приведены результаты расчетов глубины выгорания урана (числитель) и тория (знаменатель), удельного расхода природного урана и тория, удельного расхода ядерного топлива (в составе ТВС) и удельного количества разделительной работы для варианта загрузки реактора 3:1 в зависимости от исходного обогащения уранового топлива. Рассматриваются два варианта: когда скорости движения ториевых и урановых ТВС равны между собой (время их пребывания в активной зоне одинаково), и когда скорость ториевых ТВС вдвое меньше скорости урановых ТВС (время пребывания в активной зоне ториевых ТВС вдвое больше, чем время пребывания урановых ТВС). Как видно из приведенных результатов, относительные скорости движения ТВС существенно влияют на основные показатели, характеризующие эффективность использования природных ресурсов. Сравнивая данные табл. 3 и 1, можно видеть, что включение тория в совместный топливный

Таблица 3

Характеристики совместного открытого торий-уранового топливного цикла при загрузке реактора в пропорции 3:1

Обогащение урана [%]	$v_{ThO_2} = \frac{v_{UO_2}}{10}$	$v_{ThO_2} = v_{UO_2}$			$v_{ThO_2} = \frac{v_{UO_2}}{2}$		
	0,71	2,0	2,5	3,0	2,0	2,5	3,0
Глубина выгорания урана и тория [МВт·сут/кг]	7,5/79,2	31,5/22,7	41,7/31,9	51,9/41,8	36,0/58,4	44,8/75,2	52,2/90,5
Удельный расход природного урана и тория [кг/МВт(эл)·год]	153,2/3,8	115/10	110/7,5	107/6	103/4,5	100/3,4	105/2,9
Удельный расход топлива U/Th [кг/МВт(эл)·год]	153,2/3,8	30/10	22,5/7,5	18/6	27/4,5	20,6/3,4	17,5/2,9
Удельное количество разделительной работы [кг ЕРР/МВт(эл)·год]	0	56,04	62,46	67,09	50,44	57,19	65,22
Наработка $^{233}\text{U} + ^{235}\text{U}$ [кг/МВт(эл)·год]	0,057	0,128	0,102	0,085	0,065	0,050	0,043

цикл позволяет при определенных условиях получить дополнительную экономию как в расходе природного урана, так и в затратах разделительной работы. Внедрение в топливную загрузку тория приводит к некоторому уменьшению выгорания урановых ТВС за счет потери нейтронов на захват в тории, но при этом экономия урана реализуется за счет замещения части загрузки реактора ториевыми ТВС и получения дополнительной энергосыработки за счет вклада деления урана-233 и незначительного вклада урана-235, накопленных в ториевых ТВС.

Для сравнения, в первом столбце табл. 3 приведены результаты совместного топливного цикла на основе природного урана при том же соотношении урановых и ториевых ТВС, но при предельно низкой скорости движения ториевых ТВС, равной 1/10 от скорости урановых ТВС. Как видно из таблицы, даже это экстремальное снижение скорости ториевых ТВС в сочетании с природным ураном не приводит к сокращению расхода природных ресурсов ядерного топлива. Положительный эффект возникает только при использовании в совместном топливном цикле слабо обогащенного урана.

В табл. 4 приведены результаты расчетов совокупности параметров реактора, работающего в условиях совместного топливного цикла, при соотношении урановых и ториевых ТВС 2:2. Как видно из результатов, заметный эффект экономии природных ресурсов и топлива рабочего состава наблюдается только при дальнейшем повышении начального обогащения урана до 3,5–4,0%.

Таблица 4

Характеристики совместного открытого торий-уранового топливного цикла при загрузке реактора в пропорции 2:2

Обогащение урана [%]	$V_{ThO_2} = V_{UO_2}$			$V_{ThO_2} = \frac{V_{UO_2}}{2}$		
	3,0	3,5	4,0	3,0	3,5	4,0
Глубина выгорания урана и тория [МВт-сут/кг]	32,0/16,7	44,4/27,3	51,9/41,8	39,7/62,2	51,7/71,3	59,0/89,9
Удельный расход природного урана и тория [кг/МВт(эл)-год]	145/24	116/16,5	102/12,5	83/14	87/12	96/5,9
Удельный расход топлива U/Th [кг/МВт(эл)-год]	24/24	16,5/16,5	12,5/12,5	14/14	12/12	11,7/5,9
Удельное количество разделительной работы [кг ЕРР/МВт(эл)-год]	89,5	77,68	71,39	52,18	56,50	66,82
Наработка $^{233}\text{U} + ^{235}\text{U}$ [кг/МВт(эл)-год]	0,287	0,179	0,168	0,203	0,153	0,087

В табл. 5 приведены результаты расчетов основных коэффициентов реактивности, определяющих условия внутренней безопасности реакторов. Для рассмотренных вариантов загрузок рассчитаны коэффициенты реактивности по температуре топлива α_T , по температуре теплоносителя $\alpha_{T/H}$, а также средняя доля запаздывающих нейтронов β . Как следует из приведенных результатов, основные коэффициенты реактивности незначительно отличаются от данных для базового варианта. Вместе с тем, внедрение тория заметно отражается на средней доле запаздывающих нейтронов. С этой точки зрения совместный топливный цикл имеет определенные преимущества перед чисто ториевым топливным циклом, благодаря значительному вкладу урана-235 в формирование средней доли запаздывающих нейтронов.

Таблица 5

Значения коэффициентов реактивности и выхода запаздывающих нейтронов совместного открытого торий-урановых топливных циклов

Параметр	Загрузка топлива 3:1			Загрузка топлива 2:2		
Обогащение урана [%]	2,0	2,5	3,0	3,0	3,5	4,0
$\alpha_T, 10^{-5} [1/^\circ\text{K}]$	-1,1	-1,1	-1,1	-1,0	-1,0	-1,0
$\alpha_{T/H}, 10^{-5} [1/^\circ\text{K}]$	1,8	1,8	1,8	1,7	1,7	1,7
$\bar{\beta}, 10^{-2}$	0,41	0,41	0,41	0,38	0,38	0,38

Приведенные расчетные результаты демонстрируют эффективность использования топливных циклов, базирующихся на слабо обогащенном уране, и на его сочетании с торием, что свидетельствует о значительном потенциале совершенствования топливных циклов CANDU. Показано, что возможны комбинации исходных параметров, позволяющие получить заметное улучшение натуральных показателей совместного открытого топливного цикла по сравнению как с базовым вариантом на природном уране, так и с вариантами, основанными только на слабо обогащенном уране.

Внедрение совместного топливного цикла не приводит к заметному ухудшению показателей безопасности по сравнению с базовым вариантом.

Приведенные данные могут быть использованы для экономического анализа совместных топливных циклов.

ВЫВОДЫ

1. Проведенные исследования демонстрируют потенциальную возможность значительного (~30%) уменьшения расхода природного урана в реакторах типа CANDU по сравнению с базовым вариантом при использовании слабо обогащенного ядерного топлива в условиях открытого топливного цикла.

2. Использование смешанного (МОКС) топлива на основе «энергетического» плутония либо технологии DUPIC позволяет полностью исключить потребление в реакторах CANDU природного урана.

3. Основные физические параметры, определяющие условия безопасности реакторов, в вариантах со слабо обогащенным топливом незначительно отличаются от параметров базового варианта, что дает возможность совершенствования топливного цикла CANDU без существенных изменений конструкции реактора.

4. Замена тяжеловодного теплоносителя на легкую воду во всех модернизированных вариантах топливных циклов приводит к уменьшению выгорания топлива и усилению положительной обратной связи по температуре теплоносителя. Целесообразность такого варианта модернизации требует дополнительного изучения.

5. Частичное внедрение тория в топливную загрузку CANDU в условиях открытого топливного цикла позволяет получить экономию в расходе природного урана, сравнимую с вариантами на слабо обогащенном уране, и представляется целесообразным в сочетании с ураном, имеющим обогащение не менее 2,0–3,0%.

Литература

1. Heavy Water Reactors: Status and Projected Development/Technical Report Series № 407. International Atomic Energy Agency (IAEA). – Vienna, 2002.
2. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Тихомиров Г.В. Оптимизация торий-уранового режима в тя-

- желоводных реакторах типа CANDU // Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – Вып. 5. – С. 327-336.
3. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Тихомиров Г.В., Ли Цзиньхун. Режим самообеспечения топливом (ураном-233) для тяжеловодного энергетического реактора типа CANDU // Атомная энергия. – 2004. – Т. 97. – Вып. 5. – С. 330-336.
4. Проценко А.Н. Перспективы использования ториевых топливных циклов в ядерной энергетике // Атомная техника за рубежом. – 1978. – № 1.
5. Boczar P., Xie Zhonsheng. CANDU Fuel-Cycle Vision. – 2005.
6. Мин Мин Со, Наумов В.И. Сравнительный анализ вариантов перспективных топливных циклов тяжеловодных реакторов типа CANDU // Инженерная физика. – 2007. – № 3. – С. 18-20.
7. Sullivan J.D., Boczar P.G., Cox D.S., Yang M.S., Lee J.S. Benefits of the DUPIC Fuel cycle strategy. In: Future Nuclear Systems GLOBAL99 Nuclear Technology Bridging the Millennia, Proc. of Intern. Conf. – Wyoming. USA.
8. Belousov N, Bichkov S, Marchuk J. The Code **GETERA** For Cell And Policell Calculations Models And Capabilities/Proceeding of the 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics (Charlston, USA, March 8-11, 1992).
9. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам. (Ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1984.
10. Синев Н.М. Экономика ядерной энергетики. – М.: Энергоатомиздат, 1987.
11. Физика выгорания топлива в ядерных реакторах/Материалы 2-го Всесоюзного семинара по проблеме физики реакторов. – М.: ЦНИИ, Атоминформ, 1980.
12. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
13. Петруник К. На пути к коммерческому реактору ACR-1000 // Атомная техника за рубежом. – 2008. – № 6.

Поступила в редакцию 30.05.2008

and power redistribution. A software algorithm was developed and implemented for on-line ${}^6\text{Li}$, ${}^3\text{H}$ and ${}^3\text{He}$ calculation in each beryllium block of the core. The algorithm enables a forecast of changes in ${}^6\text{Li}$, ${}^3\text{H}$, and ${}^3\text{He}$ concentrations during the reactor operation and shutdowns. The calculated concentrations of ${}^6\text{Li}$, and ${}^3\text{He}$ nuclei are used for calculating neutronic characteristics of the MIR reactor using the MCU and BERCLI codes.

УДК 621.039.526

Methods of Perturbation Theory in Calculations of Reactivity Effects \ A.M. Kuzmin, N.A. Pedan, D.N. Skorohodov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 12 titles.

The paper considers the numerical methods for determination of reactivity effects and their sensitivity factors to variations in technological parameters of nuclear reactors. The computational difficulties arising in use of these methods in numerical studies are also discussed. Capabilities of these methods are illustrated on examples of the problems related with influence of ${}^{232}\text{Th}$ on void reactivity effect and with evaluating the effect errors caused by nuclear data uncertainties for fast reactor loaded with nitride fuel.

УДК 621.039.52:615.849.1

Subcritical Systems for Neutron Capture Therapy \ Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, Eu.S. Matusevich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 10 pages, 6 illustrations, 3 tables. – References, 7 titles.

New class of facilities for neutron, and especially for neutron capture therapy (NCT), based on the deep subcritical systems background irradiation by high energy charged particles is supposed. The most promising two of them are picked out. Optimization of the beam removal block is performed in accordance with the NCT quality criteria. Alongside with the outlet flux characteristics forming and studying, the proper shielding is calculated and optimized as well as heat release in subcritical systems and their constituents. Safety and simplicity of the proposed facilities are displayed.

УДК 621.039.51

Experiment-Calculated Activation Rate of Nickel Foils in the Reactor Hall of the BARS-6 Pulsed Reactor \ Yu.A. Kurachenko, Eu.S. Matusevich, Yu.A. Prokhorov, G.N. Fokin, P.A. Yakubov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 4 titles.

A concise description of the BARS-6 pulse reactor designed for laser and medicobiologic studies is done. The input models of two reactor cores are outlines for the MCNP and KASKAD codes. The coincident fission rates received with these codes are presented. The experimental and calculated data on nickel foil activation in the ${}^{58}\text{Ni}$ (n,p) ${}^{58}\text{Co}$ reaction are compared for a set of 16 detectors placed in a distance from 0 to 190 cm above the core centers. A good coordination of these data is demonstrated. Fast neutron spectra in the nearest and uttermost detectors are presented. A conclusion of input models and calculation data adequacy is postulated.

УДК 621.039.54

The Neutron-Physical Analysis Of Perspective Fuel Cycles Of CANDU Reactors from Points of View of Natural Resources Utilization Effectiveness And Safety Indexes \ Min Min Soe, V.I. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 13 titles.

The paper addresses the topics of advanced fuel cycles in heavy water reactors CANDU types. The comparative analysis of some variants of perspective fuel cycles of CANDU type heavy water reactors from points of view of nuclear fuel utilization effectiveness and influence on safety indexes is carried out. The variants which are based on the usage of low-enriched uranium, mixed oxide (MOX) fuel, the combined fuel cycle on the basis of low-enriched uranium and thorium, and also a combined fuel cycle with a PWR reactors (DUPIC-technology) are considered. Changes of reactors properties, relating to the replacement of heavy water coolant by light water and an opportunity of reduction of need for

natural uranium at partial loading a reactor by thorium are analyzed. The high neutron economy of the CANDU reactor, its ability to be refuelled while operating at full power, its fuel channel design, and its simple fuel bundle provide an evolutionary path for allowing full exploitation of the energy potential of thorium fuel cycles in existing reactors. The open thorium fuel cycle in CANDU reactors provides an evolutionary approach to exploiting the energy potential of thorium. Use of the thorium fuel cycle in CANDU reactors ensures long-term supplies of nuclear fuel, using a proven, reliable reactor technology.

УДК 539.1

The Determination of the average Charge in the Ion Chamber \ S.A. Morozov, D.M. Shvetsov, P. S. Shutov, S.S. Shutov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 6 pages, 2 tables. – References, 8 titles.

A method of the average charge measurements per neutron registration in the ion chamber has been described.

The method consists of two parts. The first part includes measurement of the average current and its spectral power density measurements. The second one consists in measurement of the amplitude spectrum in relative units.

In this article the algorithm of processing of experimental results with the purpose of calculation of an average charge per neutron registration is described. The method was used for KHT-25 chamber. The average charge is equal to $(2,02 \pm 0,18) \cdot 10^{-13}$ C.

УДК 621.039.542

Experimental Study of the Processes of Heat Exchange and Profiles of Temperature of the Flow of the Heavy Liquid Metal Heat-Transfer Agent \ A.V. Besnosov, O.O. Novozhilova, S.Yu. Savinov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 11 pages, 9 illustrations. – References, 6 titles.

In this article are presented results of the experimental studies of the heat exchange to the lead heat-transfer agent in the annular clearance in the circulation contour with the controlled and operated processes of mass exchange and mass transfer of the oxygen admixture. The studies have been carry out in the non-isothermal contour (in this article the results of the experiments received in the heat-extended experimental section the imitator fuel element of the active zone) with the circulation of lead heat-transfer agent at a temperature 450–550°C, the average velocity of the heat-transfer agent 0.1 – 1.5 м/с, Peclet number 500 – 6000 and average heat flow 50 – 160 kW/m². The Contents of the oxygen in different point of the sidebar was supported within the range of thermodynamic activity of the oxygen 10⁻⁵–10⁰. The oxygen content at different points of contour was supported in the range of the thermodynamic activity of oxygen 10⁻⁵ – 10⁰. Processes in the non-isothermal liquid-metal contour with the heating (the imitator of the fuel element of the active zone) experimental section simulate the dependence of the characteristics of heat exchange in the contour on the characteristics of the mass transfer of admixtures.

УДК 621.039.5

Numerical Simulation of Velocity Distribution and Water Pressure in Reactor Model Setting \ I.A. Chusov, V.A. Sarkisov, Yu.S. Yuryev, D.V. Zaytsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 10 pages, 9 illustrations, 1 table. – References, 15 titles.

The velocity distribution, pressure in the header and the flowrates in working channels of two loops reactor plant hydraulic model were obtained in the paper based on three-dimensional numerical calculations. Calculations were carried out both for the standard operation mode and for case of the reduction of one of the feed water pumps delivery till the full shutdown. It was shown that it brings to the significant re-distribution of the flowrates in the channels. The analysis of the eddy zones in the lower header and in the downhole circular channel has been performed.