

ЖИДКОСОЛЕВОЙ ЭЛЕКТРОЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР В СТРУКТУРЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ УКРАИНЫ

И.М. Неклюдов, Б.А. Шилев

ННЦ ХФТИ, 61108, Харьков, ул. Академическая, 1, Украина

Рассмотрены теоретические основы и рассчитаны параметры подкритического жидкосолевого электроядерного реактора с ускорителем протонов на энергию порядка 300 МэВ, для которого топливом является торий, уран, плутоний и трансурановые элементы из отработавшего топлива АЭС.

Проблемы и перспективы развития атомной энергетики в большой степени зависят от решения вопроса о технологии обращения с отработавшим топливом атомных электростанций (АЭС). Радикальным способом избавления от радиотоксичных элементов отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) является их радиационное уничтожение в потоках частиц различной природы и энергии. Основой этого метода являются ядерные реакции трансмутации, в которых облучаемые радиоактивные долгоживущие элементы преобразуются в стабильные или короткоживущие.

Для создания технологической схемы, реализующей радиационное уничтожение высокордиотоксичных элементов ОЯТ АЭС, проведены расчеты процессов трансмутации методом математического моделирования. Анализ расчетов позволяет выбрать источник частиц и определить оптимальный диапазон их энергии, перечень генерируемых элементов-потомков, влияние плотности потоков частиц на генерацию вторичной радиотоксичности. Основы математического моделирования процессов трансмутации и предварительные результаты теоретического анализа процессов радиационной переработки элементов потоками протонов [1], нейтронами [2], фотонами [3] представлены в 16 публикациях и удостоены отраслевой премии Министерства Среднего машиностроения за 1990 год.

В широкомасштабных исследованиях радиационного уничтожения долгоживущих элементов ОЯТ основное внимание уделяется трансурановым элементам, определяющим радиотоксичность ОЯТ АЭС и длительность его изоляции. Анализ генеалогических схем последовательных взаимных превращений актинидов в стационарных потоках частиц различной природы и энергии и математическое моделирование их трансмутационной переработки позволило установить, что эти элементы могут быть уничтожены в реакциях деления частицами любой природы, и речь идет только об эффективности той или иной технологической схемы их радиационного уничтожения.

Для выбора наиболее перспективной технологической схемы были проведены расчеты затрат на трансмутационное уничтожение годовой выгрузки актиноидов из реактора ВВЭР-1000 потоками нейтронов существующих и разрабатываемых ядерно-энергетических установок

(ЯЭУ). При проведении расчетов предполагалось снижение радиотоксичности выгрузки в процессе их радиационной переработки в 100 раз, актиноиды в облучаемом нейтронами материале составляли 1% (остальное - буферный материал). Оказалось, что все технологии радиационного уничтожения радиотоксичных элементов ОЯТ АЭС - затратны (см. табл. 1). Исключение составляют трансурановые элементы, которые могут быть уничтожены быстрыми нейтронами в реакциях деления. В реакторах на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем можно получить положительный энергобаланс (до 10%) при замене урана-238 в его загрузке малыми актиноидами (МА) при одновременном снижении загрузки по плутонию. Эта технология требует разработки топливного элемента (ТВЭЛ) из трансурановых элементов или смеси с ураном [4]. Производительность такой установки ограничена конструкцией активной зоны (АЗ) реактора на быстрых нейтронах. Увеличение производительности реактора на быстрых нейтронах возможно только при создании специального реактора-выжигателя в связи с осложнением процесса управления, связанного с количеством и временными характеристиками запаздывающих нейтронов, возникающих при делении ядер МА (для плутония и МА количество запаздывающих нейтронов в 2...3 раза меньше, чем для урана).

Альтернативой реактору на быстрых нейтронах является жидкосолевого электроядерный реактор (ЭЛЯР) с подкритической АЗ ($K_{eff} < 1$).

Электроядерный метод генерации нейтронов, основанный на использовании ядерной реакции расщепления (spallation) ядер-мишени тяжелых элементов ускоренными до высоких энергий (1...1,5 ГэВ) протонами является альтернативой методам, использующим реакции синтеза $T(d,n)$ и деления (n,f) . Теоретические исследования и эксперименты начались в 1949 г. проектом МТА (Material Testing Accelerator, 1949-1954 г.г.) в радиационной лаборатории Лоуренса в Ливерморе (с 1971 г. получила статус Национальной - Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL)) и с середины 60-х - в СССР (ОИЯИ, Дубна). Интенсивность исследований то уменьшалась, то возрастала, менялись задачи и цели этих исследований. В начале целью было получение вторичного делящегося ядерного материала по уран-

плутониевой или торий-урановой схеме. Когда надобность в электроядерном способе производства такого материала отпала, целью этих установок стала генерация нейтронов. Затем эти установки

ориентируются на уничтожение радиоактивных отходов АЭС в комплексе с генерацией вторичного топлива из естественного урана или тория,

Таблица 1

Затраты на хранение отработанного топлива АЭС и радиационную переработку ^{237}Np в различных ЯЭУ, отнесенные к стоимости выработанной на АЭС электроэнергии (ВВЭР-1000, ежегодная выгрузка 30 т выгорание $33 \cdot 10^3$ МВт-сут. $\phi=0,7$, выработка $6,14 \cdot 10^9$ кВт-час/год)

Технологические операции	Относительные годовые затраты, %
Кондиционирование отработавшего топлива с удалением на 10-40 лет в хранилище	0.64...1.66
Химическая переработка отработавшего топлива, остекловывание продуктов деления (ПД) и трансураниевых элементов (актиноидов, ТУЭ) и их хранение	3.0...3.7
Радиационная переработка ^{237}Np нейтронами источника на основе реакции расщепления ядер Pb/U протонами с энергией 600...1200 МэВ. КПД ускорителя 0.1 (используется 50% нейтронов)	Pb U 58,7 / 50,8
То же холодными нейтронами с $E_n=2,52 \cdot 10^{-10}$ МэВ после криозамедлителя	Pb U 51,4 / 42,9
Радиационная переработка ^{237}Np нейтронами термоядерного реактора синтеза на основе реакции T(d,n) с КПД=0.33 (используется 50% нейтронов)	11,7
То же холодными нейтронами с $E_n=2,52 \cdot 10^{-10}$ МэВ после криозамедлителя	8.2
Радиационная переработка ^{237}Np нейтронами термоядерного взрывного устройства на основе реакции T(d,n) мощность взрыва 10 кг ТНТ, КПД=1 (используется 50% нейтронов)	Разброс по количеству нейтронов 0,06...1,81
Радиационная переработка в реакторе ВВЭР-1000 подмешиванием ^{237}Np к топливу при увеличении обогащения по ^{235}U	Разброс стоимости доп. обогащения 4,32...5,77
Реактор на быстрых нейтронах (1000 МВт) ^{237}Np (и все трансплутониевые элементы) являются топливом для реактора	Выработка энергии реактора за счет трансплутониевых элементов составляет 10% ^(*)

^(*) Увеличение загрузки РБН трансплутониевыми элементами изменит баланс нейтронов в его активной зоне, потребует создания специального раствора-выжигателя на быстрых нейтронах.

использование которого позволило бы компенсировать затраты на уничтожения РАО. Среди различных схем электроядерного производства энергии рассматривался ядерный реактор на естественном уране, управляемый ускорителем протонов LADR (Linear Accelerator Driven Reactor) с глубоко подкритичной активной зоной ($K_{eff} = 0,9$). Коэффициент усиления мощности, вводимой в АЗ такого реактора, достигал ≈ 5 и оценивался соотношением

$$P = 1 + \frac{E_f}{E_p} \frac{K_{eff}}{1 - K_{eff}} \frac{n}{\nu} \eta_p \eta_y,$$

где E_f и E_p – энергия деления (~200 МэВ) и протонов; n – количество нейтронов в расчете на один протон, рождаемых в мишени-конверторе; ν – количество нейтронов на акт деления; η_y и η_p – КПД ускорителя и реактора.

Основным препятствием развитию этого метода являлось создание ускорителя протонов на энергию 1000 МэВ с током пучка 300 мА, работающего в непрерывном режиме ускорения с КПД $\geq 0,5$.

Первой головной организацией, ответственной за развитие и координацию работ в этом направлении в СССР, был ФТИ АН УССР (1977 г., затем ИТЭФ, ИАЭ им. Курчатова).

Исследования проводились в рамках темы «Математическое моделирование радиационных

эффектов, вызванных воздействием на металлы интенсивных потоков излучений» и касались, в основном, уровня удельной генерации нейтронов из мишеней различного состава и геометрии ([нейтрон/протон]), так как энергетическая стоимость генерации нейтрона очень сильно влияет на экономику метода. При этом считалось, что КПД ускорителя $\eta_y \geq 0,5$, – при меньшем значении этой

величины метод электроядерной генерации нейтронов неэффективен. Однако ускорение протонов с током пучка более 100 мА сопровождается большими потерями его интенсивности в процессе ускорения из-за кулоновского расталкивания частиц. Кроме того, энергетический спектр нейтронов из мишени-конвертора весьма широк, – от тепловых энергий до энергии первичного протона, – и для использования нейтронов необходимо формирование этого спектра (замедление). Это касается и трансмутации актиноидов, так как этот процесс происходит в двух реакциях, – радиационном захвате нейтронов (в тепловой части спектра) и в пороговых реакциях деления ((n, f) , (n, nf)) и т.д. быстрыми нейтронами. В любом случае затраты на трансмутацию не окупаются снятой с мишени-конвертора энергией.

В качестве перспективного направления использования электроядерного метода генерации нейтронов для уничтожения оружейного плутония и

МА в последнее время рассматривается управляемый ускорителем энергетический подкритический реактор, активная зона которого загружается этими элементами (Pu и MA), естественным ураном, обедненным ураном из отходов заводов по его обогащению, или торием [5].

Интенсивность нейтронов в реакторе [н/с] изменяется со временем в соответствии с уравнением

$$\frac{dN}{dt} = \frac{N(K_{eff} - 1)}{\bar{\tau}} + I,$$

где N – общее количество нейтронов в АЗ реактора; I – вклад источника нейтронов, введенного в АЗ; $\bar{\tau}$ – среднее время жизни поколения нейтронов. Решение этого уравнения зависит от степени соизмеримости величины коэффициента размножения K_{eff} с единицей.

Для подкритического реактора ($K_{eff} < 1$) решение имеет вид

$$\frac{N(t)}{\bar{\tau}} = \frac{I}{1 - K_{eff}}.$$

Таким образом, число нейтронов в подкритической АЗ реактора зависит от интенсивности постоянного источника нейтронов. Реактор работает как усилитель потока нейтронов, причем усиление возрастает с увеличением K_{eff} по мере приближения его значения к единице. Величина $(1 - K_{eff})$ имеет название «подкритичность». При уменьшении подкритичности $(1 - K_{eff})$ при $K_{eff} \rightarrow 1$ величина $N(t) \rightarrow \infty$.

Для математического описания кинетики реактора хорошим приближением является одноточечная модель. Ее положения заключаются в том, что при вводе в АЗ реактора источника нейтронов не изменяются: геометрия АЗ; энергетический спектр нейтронов; среднее время жизни поколения нейтронов; эффективные значения констант для запаздывающих нейтронов.

Единственный параметр, который изменяется при этом, связанная с мощностью реактивностью

$$\rho = \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}},$$

характеризующая реакцию АЗ на изменение ее размножающих свойств в результате воздействия различных материальных и геометрических факторов, непосредственно связанных с уровнем мощности реактора (температура, плотность размножающей среды).

Величина подкритичности $(1 - K_{eff})$ зависит от установившегося энергетического спектра нейтронов в подкритической АЗ и связана с долей запаздывающих нейтронов β соотношением

$$1 - K_{eff} \ll \beta_{eff},$$

и зависит от состава делящихся материалов. Для реакторов на быстрых нейтронах доля

запаздывающих нейтронов колеблется в диапазоне $\bar{\beta} = 0,0035...0,0042$, для PWR величина $\bar{\beta}$ находится в диапазоне значений $\bar{\beta} = 0,0050...0,0065$.

Максимальный коэффициент размножения K_{eff} определяется в момент начала равновесного выгорания топлива, которое начинается после изменения реактивности за счет выработанной мощности и эффектов отравления ксеноном и самарием.

При выведении реактора на стационарный режим происходит потеря критичности за счет шлакования исходного топлива. Наибольшая потеря реактивности происходит в ядерных реакторах на промежуточных нейтронах ($\bar{E}_n \approx 100$ эВ), наименьшая – в ядерных реакторах на быстрых нейтронах. Потеря реактивности приводит к возрастанию подкритичности $(1 - K_{eff})$ и уменьшению коэффициента умножения нейтронов, равного $1/(1 - K_{eff})$. Потеря реактивности в реакторах на тепловых нейтронах происходит из-за образования продуктов деления ^{135}Xe и ^{149}Sm ($\Delta = (1 - K_{eff}) \approx 3\%$), потеря реактивности при выводе на мощность (за счет выгорания топлива и температурного изменения его плотности) составляет $\Delta = (1 - K_{eff}) \approx 5\%$, поэтому $K_{eff} = 0,92$ и коэффициент умножения нейтронов $1/(1 - K_{eff}) = 12,5$. В ядерных реакторах на быстрых нейтронах температурный и плотностной эффекты приводят к возрастанию подкритичности $(1 - K_{eff})$ на 1,1%, отравление ксеноном и самарием ничтожно и им можно пренебречь; в итоге $(1 - K_{eff}) \approx 2\%$ и коэффициент усиления потока нейтронов составляет $1/(1 - K_{eff}) = 50$.

Величина коэффициента размножения нейтронов

$$K_{eff} = \frac{K_{\infty} \exp(-B^2 \tau)}{1 + B^2 L^2} \approx \frac{K_{\infty}}{1 + B^2 M^2}.$$

В этом выражении $M^2 = L^2 + \tau$ – площадь миграции нейтрона (L – длина диффузии нейтрона; τ – возраст нейтрона); B^2 – геометрический лапласиан (баклинг), зависящий от распределения потока нейтронов в АЗ. Для однородных реакторов действительны простые соотношения для B^2 , приведенные в различных монографиях. Величина K_{∞} определяется ядерно-физическими параметрами нуклидов топливной смеси и конструкционных материалов и не учитывает геометрии АЗ, считая среду бесконечной (отсутствия утечки)

$$K_{\infty} = \frac{\sum_i v_i^f \sigma_i^f N_i^f}{\sum_k v_k^a \sigma_k^a N_k^a},$$

где $\sigma^a = \sigma_c + \sigma_f$, σ_i^f и σ_k^a – микроскопические сечения деления и поглощения, ν_i – количество нейтронов на акт деления, N – атомная плотность делящихся (f) и поглощающих (a) материалов.

При введении в АЗ объемом V источника нейтронов с интенсивностью I [н/с] плотность нейтронов

$$n = I\bar{t}/V, \text{ [н/см}^3\text{]}, \text{ где } \bar{t} = \frac{1}{\bar{\nu}(\sigma_f N_f + \sigma_c N_c)}$$

в предположении, что запаздывающих нейтронов нет, σ_c – эффективное сечение захвата нейтрона (не путать с сечением поглощения $\sigma_a = \sigma_c + \sigma_f$), $\bar{\nu}$ – средняя скорость нейтронов.

Нейтроны заполняют АЗ и в размножающейся среде для конкретного уровня подкритичности устанавливается интенсивность нейтронов в процессе последовательного (во времени) размножения нейтронов источника I последовательными поколениями нейтронов

$$I = I + IK_{eff} + IK_{eff}^2 + IK_{eff}^3 + \dots + IK_{eff}^i = I \frac{1 - K_{eff}^i}{1 - K_{eff}} \xrightarrow{i \rightarrow \infty} \frac{I}{1 - K_{eff}}$$

Величина $1/(1 - K_{eff})$ называется подкритическим коэффициентом размножения нейтронов. В приведенном выше выражении $i = t/\bar{t}$ количество поколений нейтронов за время t при времени жизни поколения \bar{t} .

Плотность потока нейтронов в подкритической АЗ ($K_{eff} < 1$) при введении источника с интенсивностью I $\Phi_{уст} = n\bar{\nu} = I\bar{t}\bar{\nu}/V$, [н/см²с] через время t достигнет значения

$$\Phi_{подкрит} = \Phi_{уст} (1 - K_{eff}^{(t/\bar{t})}) / (1 - K_{eff}), \text{ [н/см}^2\text{с]}$$

и при $i \rightarrow \infty$ ($t \rightarrow \infty$) достигает установившегося значения

$$\Phi_{уст} = \Phi_{уст} / (1 - K_{eff}).$$

Время установления подкритической плотности потока нейтронов $\Phi(t_{уст})$ зависит от подкритичности АЗ ($1 - K_{eff}$), времени жизни поколения нейтронов \bar{t} , интенсивности источника I , введенного в АЗ

$$t_{уст} = \frac{\bar{t}}{1 - K_{eff}} \ln \frac{\Phi_{уст} / (1 - K_{eff})}{\Delta\Phi} = \frac{\bar{t}}{1 - K_{eff}} \ln \frac{\Phi_{уст}}{\Phi_{уст} - \Phi(t_{уст})},$$

где $\Delta\Phi = \Phi_{уст} - \Phi(t_{уст})$ – недостающая плотность потока нейтронов в момент времени $t_{уст}$ до установившегося значения. Практически $\Phi_{подкрит}$ можно считать установившейся, когда она достигнет 90...95% от $\Phi_{уст}$. Так, при $\Delta\Phi = 10\%$

от $\Phi_{уст}$ $t_{уст} \approx 2,3\bar{t}/(1 - K_{eff})$; при $\Delta\Phi = 5\%$ от $\Phi_{уст}$ $t_{уст} \approx 3\bar{t}/(1 - K_{eff})$ (см. рис.1).

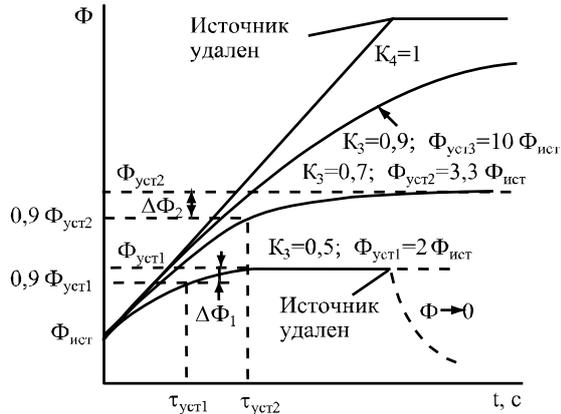


Рис.1

При подкритичности, меньшей доли запаздывающих нейтронов $1 - K_{eff} < \beta$, чем ближе K_{eff} к единице, тем в большей степени время запаздывания запаздывающих нейтронов влияет на время установления; чем ближе критическое состояние, тем больше время стабилизации процесса.

Умножение нейтронов подкритическим бланкетом позволяет снизить энергию ускоряемых протонов и ток пучка ускорителя, генерирующего нейтроны в АЗ реактора. Кроме того, становится менее важной величина эффективности (КПД) генерации протонов ускорителем. Энергетическая стоимость генерируемых в подкритическом бланкете нейтронов оказывается достаточно низкой, чтобы компенсировать энергетические затраты на ускорение первичных частиц. Уменьшение энергии протонов до ~200...300 МэВ позволяет получить практически изотропное распределение нейтронов из конвертора в АЗ, не отличающееся по энергетическому распределению от спектра нейтронов деления. Это исключает необходимость формирования энергетического спектра нейтронов от мишени-конвертора с помощью специальных замедлителей. Даже в спектре нейтронов, генерируемых протонами с $E_p=300$ МэВ, 89% нейтронов имеют энергию менее 15 МэВ (см. рис.2).

Основное энерговыделение в подкритическом реакторе происходит в результате деления ядер топлива нейтронами. Тепловая мощность реактора определяется выражением

$$W_T = \frac{IK_{eff}}{\nu(1 - K_{eff})} \cdot 2,88 \cdot 10^{-11}, \text{ [Вт]}$$

где I – интенсивность источника нейтронов, введенного в подкритическую АЗ

$$I = \frac{I_p n_0}{q}$$

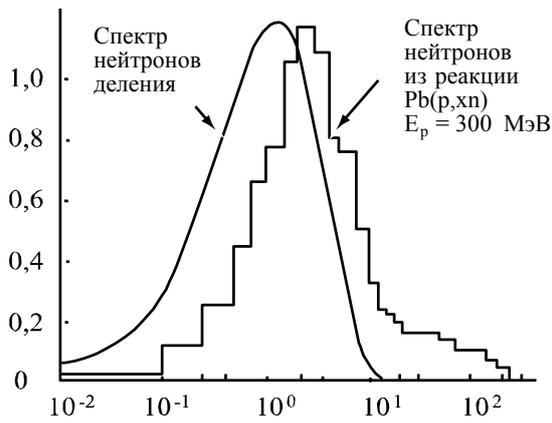


Рис. 2

В этом последнем выражении I_p – ток пучка протонов [А], падающего на мишень-конвертор; n_0 – число генерируемых протонами в мишени-конверторе нейтронов в расчете на один протон [н/протон]; q – заряд протона.

Для реализации подкритического жидкосолевого реактора исследована возможность уменьшения энергии ускоряемых протонов 100...300 МэВ (вместо 1000 МэВ) для снижения стоимости ускорителя. Управление таким реактором осуществляется с помощью ускорителя протонов, генерирующего нейтроны в мишени-конвертере, находящейся в АЗ. Были просчитаны варианты с мишенью-конвертером из естественного урана, тория, свинца. Такое уменьшение энергии протона упрощает систему генерации нейтронов (мишени-конвертера), пробег протонов уменьшается с 50 до 1...8 см. Энергетический баланс между затратами на уничтожение трансурановых элементов и вырабатываемой ЭЛЯР энергией с учетом собственных нужд на обеспечение ускорителя протонов – положителен.

В условиях компенсации энергетических затрат на процесс ускорения протонов получены зависимости возможных значений $K_{eff} = f(E_p, K_y)$ для мишеней из Pb, Th, U в диапазоне КПД ускорителя протонов $K_y = 0,1...0,5$ (рис.3).

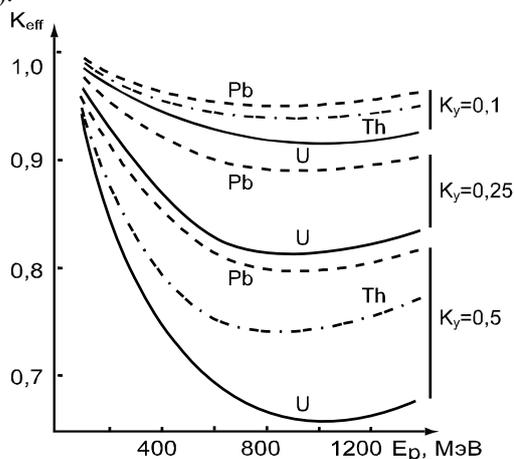


Рис. 3

Для жидкосолевого подкритической АЗ с $K_{eff} = 0,98$ для топлива в виде $69 Li-28 BeF_2-3 PuF_3$

для выжигания оружейного и энергетического плутония при токе пучка протонов 0,1 А начиная с энергии 250 МэВ выработка электроэнергии ЭЛЯР полностью компенсирует затраты на эксплуатацию ускорителя с $K_y = 0,1$. Производительность такой установки с конвертером из Pb составляет ≈ 350 кг оружейного плутония в год (объем АЗ=50 м³, установившаяся плотность потока нейтронов $\approx 3,9 \cdot 10^{14}$ н/см²с, время вывода на стационарный режим работы $t_{st} \approx 100$ с, спектр нейтронов практически не отличается от спектра деления) [5,6] (см. табл.2).

Жидкосолевым энергетический реактор с подкритической активной зоной способен работать в режиме переменной мощности, отвечает требованиям безопасности от неконтролируемого возрастания мощности ($K_{eff} < 1$), его топливный цикл ориентирован на актиноиды из ОЯТ АЭС, оружейный и энергетический плутоний. Этот топливный цикл логично вписывается в топливный цикл атомной энергетики, основу которого составляют энергетические реакторы на тепловых нейтронах (см. рис.4) и обеспечивает гарантии нераспространения ядерных материалов. Простым увеличением энергии протонов на ≈ 50 МэВ жидкосолевым ЭЛЯР может перейти от режима выжигания МА к равновесной технологии, где подпитка топливом осуществляется обедненным или естественным ураном или торием.

Таблица 2.

Параметры жидкосолевого электроядерного реактора (ЭЛЯР)	
Топливо	69 Li-28 BeF ₂ - 3 PuF ₃
Ускоритель протонов	
Ток пучка	0,1 А
Энергия протонов	> 250 МэВ
КПД	0,1
Режим ускорения	Непрерывный
Мишень-конвертер	Pb
Активная зона	
Диаметр	400 см
Высота	400 см
Объем	50 см ³
$K_{эфф}$	0,98
Установившаяся плотность потока нейтронов	$3,9 \cdot 10^{14}$ н/см ² с
Время выхода на стационарный режим	100 с
Средняя по спектру энергия нейтронов	200 КэВ
Производительность по уничтожению Pu	350 кг/год

В любом случае топливо ЭЛЯР представляет смесь, содержащую плутоний, уран, МА и какое-то количество ПД (после пирометаллургического разделения отработавшего топлива АЭС). В связи с этим топливо ЭЛЯР является самозащищенным от хищений и возможного его использования в нелегальных технологиях.

Уран, выделенный из ОЯТ АЭС, содержит 1,02% ^{235}U (ВВЭР-1000), что значительно превышает его содержание в уране естественного состава (0,72%). Обогащение урана после переработки ОЯТ АЭС позволяет получить 30...40% экономии при создании топлива ЛВР, несмотря на присутствие ^{236}U .

При замыкании ядерного топливного цикла плутоний может быть направлен вместе с ураном на завод по изготовлению уран-плутониевого оксидного (МОХ) топлива для обычных водородных реакторов типа ВВЭР. В таком случае для переработки малых актиноидов МА (трансплутониевых элементов) для атомной энергетики Украины достаточно одного жидкосолевого электроядерного реактора, так как

ежегодная загрузка МА составляет 135 кг/год. В любом случае, изоляции подлежат только продукты реакции деления ядер Рс, U, МА, что позволяет снизить срок изоляции радиотоксичных отходов топливного цикла АЭС с нескольких миллионов до 1000 лет и упрощает долгосрочную стратегию обращения с ними.

Уран, выделенный из ОЯТ АЭС, содержит 1,02% ^{235}U (ВВЭР-1000), что значительно превышает его содержание в уране естественного состава (0,72%). Обогащение урана после переработки ОЯТ АЭС позволяет получить 30...40% экономии при создании топлива ЛВР, несмотря на присутствие ^{236}U .

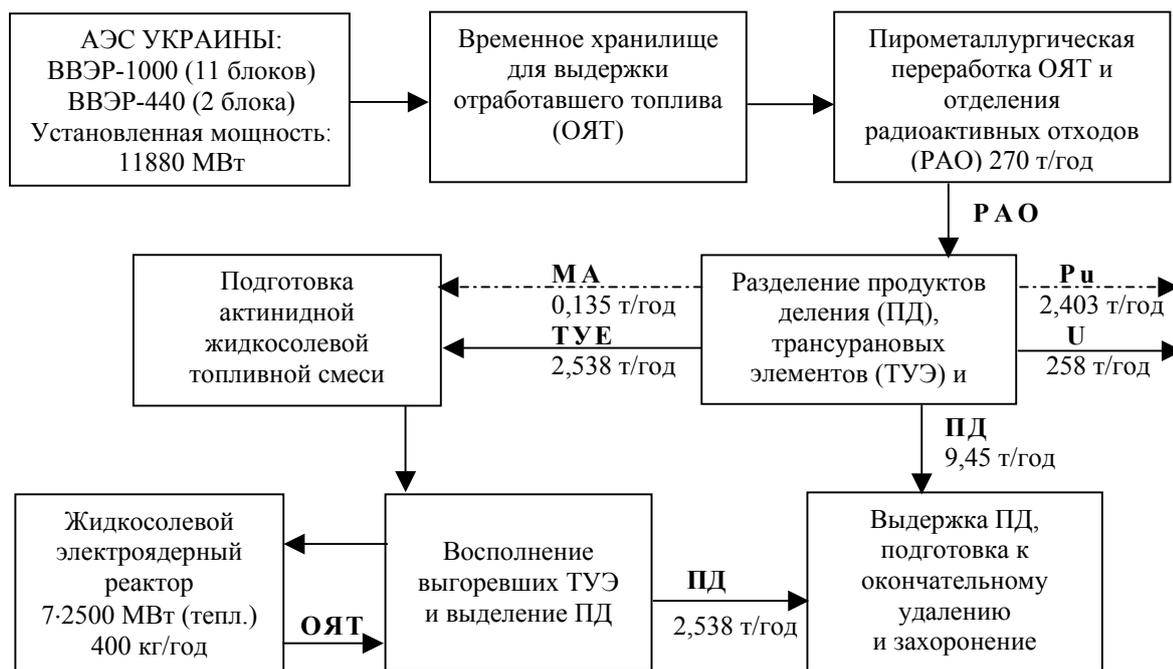


Рис.4. Схема полного топливного ядерно-энергетического цикла, включающего трансмутацию высокорadioтоксичных отходов отработанного ядерного топлива (ОЯТ), определяющих срок окончательного захоронения

При замыкании ядерного топливного цикла плутоний может быть направлен вместе с ураном на завод по изготовлению уран-плутониевого оксидного (МОХ) топлива для обычных водородных реакторов типа ВВЭР. В таком случае для переработки малых актиноидов МА (трансплутониевых элементов) для атомной энергетики Украины достаточно одного жидкосолевого электроядерного реактора, так как ежегодная загрузка МА составляет 135 кг/год. В любом случае, изоляции подлежат только продукты реакции деления ядер Рс, U, МА, что позволяет снизить срок изоляции радиотоксичных отходов топливного цикла АЭС с нескольких миллионов до 1000 лет и упрощает долгосрочную стратегию обращения с ними.

ЛИТЕРАТУРА

1. В.Ф. Зеленский, И.М. Неклюдов, Б.А. Шилиев и др. Радиационная дезактивация радиоактивных

долгоживущих отходов с помощью протонов средних энергий // *Радиационное материаловедение* (Труды Международной конференции по радиационному материаловедению, Алушта, 22-25 мая 1990). Харьков, 1990, т.5, с.121-128.

- В.Н. Мушников, И.М. Неклюдов, Б.А. Шилиев и др. Динамика радиационной переработки актиноидов высокоинтенсивными потоками нейтронов // *Вопросы атомной науки и техники. Сер. «ФРП и РМ»*, 1991, вып. 2(56), с.91-98.
- В.Н. Мушников, Л.С. Ожигов, Б.А. Шилиев. Оценка возможности переработки актиноидов фотонами тормозного излучения // *Вопросы атомной науки и техники. Сер. «ФРП и РМ»*, 1991, вып. 2(56), с.86-90.
- Р. Шенкель и Ж. Ван Гель. Разработка проблем безопасности топливных циклов в Европейском институте трансурановых элементов // *Атомная техника за рубежом*. 1997, № 7, с.13-17.

5. Н.А. Хижняк, Б.А. Шилиев. Теоретические основы жидкосолевого электроядерного реактора // *Тезисы докладов XV Международного семинара по линейным ускорителям заряженных частиц*. 16-21 сентября, 1997, Алушта, с.92-93.
6. И.М. Неклюдов, Л.С. Ожигов, Б.А. Шилиев. Трансмутационное уничтожение долгоживущих элементов отработавшего ядерного топлива в топливном цикле атомной энергетики // *ВАНТ. Сер. «ФРП и РМ»*. 1998, вып.1(67), 2(68), с.59-61.

A MOLTEN SALT ELECTRONUCLEAR REACTOR IN THE STRUCTURE OF ATOMIC ENERGY OF UKRAINE

I.M. Nekludov, B.A. Shilyaev

It is considered theoretical bases and calculated subcritical molten salt electronuclear reactor parameters with proton accelerator on 300 MeV energy for which thorium, uranium, plutonium and transuranium elements from AES fuel wastes.

РІДКОСОЛЬОВИЙ ЕЛЕКТРОЯДЕРНИЙ РЕАКТОР У СТРУКТУРІ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ УКРАЇНИ

I.M. Неклюдов. Б.О. Шилиєв

Розглянуто теоретичні основи і розраховані параметри підкритичного рідкосолевого електроядерного реактора з прискорювачем протонів на енергію порядку 300 МеВ, для якого паливом є торій, уран, плутоній і трансуранові елементи з палива, що відробило АЕС.