

КОНЦЕПЦИЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С ПОДКРИТИЧЕСКОЙ ЗОНОЙ, УПРАВЛЕНИЕМ ПРИ ПОМОЩИ ГАЗОВЫХ ИЛИ ЖИДКОСТНЫХ ПОТОКОВ ДЕЛЯЩЕГОСЯ ВЕЩЕСТВА

О.В. Неделин, В.Н. Павлович, С.А. Яцкевич

Предложена концепция исследовательского ядерного реактора, аварийная защита которого основана на быстром выведении из активной зоны части ядерного топлива. Эта часть топлива находится в активной зоне в виде жидкого UF_6 , который при срабатывании аварийной защиты переводится в газообразное состояние путем присоединения к балластной емкости большого объема. Показано, что введением в состав подкритической активной зоны сборок с жидким UF_6 можно добиться не только повышения быстродействия аварийной защиты, но и желаемого распределения поля энерговыделения.

Введение

Современный этап развития реакторной техники характеризуется ужесточением требований по безопасности эксплуатации ядерно-физических установок. В настоящее время существуют два основных направления повышения безопасности ядерных реакторов. Одно из них основано на создании так называемых пассивных систем безопасности, принцип действия которых лежит в использовании фундаментальных физических явлений - гравитационного взаимодействия и естественной конвекции. В сочетании со значительным упрощением конструкции реакторов, которое стало возможным благодаря использованию новейших технологий, использование пассивных систем безопасности позволяет значительно увеличить безопасность ядерных реакторов. На основе таких принципов созданы реальные проекты энергетических реакторов, которые в ближайшее время могут пройти процедуру сертификации в надзорных органах соответствующих стран.

Другое направление основано на возможности стационарной работы подкритического ядерного реактора при наличии внешнего источника нейтронов. При использовании этого принципа полностью исключается возможность так называемых реактивных аварий, т.е. разгон реактора вследствие перехода в надкритическое состояние.

Однако органы управления во всех рассматриваемых проектах являются как правило традиционными, основанными на введении в активную зону реактора (АКЗ) твердых поглощающих нейтроны веществ.

В работах [1, 2] рассматривается концепция ядерного реактора, в котором органы регулирования основаны на введении в АКЗ делящегося вещества в виде газа, жидкости или ионов $^{235}U^+$. Эти органы регулирования имеют преимущества плавного регулирования, широкие возможности выравнивания поля энерговыделения в АКЗ, практически безынерционны и др. В данной работе рассматривается концепция исследовательского реактора, в котором аварийная защита также основана на принципе вывода из АКЗ части топлива. Такая система обладает высоким быстродействием и может существенно повысить безопасность эксплуатации реактора.

Суть этой концепции заключается в использовании твердотопливной, подкритической в бесконечном приближении, АКЗ реактора и перевод ее в критическое состояние локальным введением жидкого, обогащенного UF_6 . Переход в подкритическое состояние реактора осуществляется быстрым выводом UF_6 в балластную емкость с пониженным давлением. Заметим, что в работе [3] была описана конструкция и рассмотрен опыт эксплуатации реактора с высокообогащенным, газообразным UF_6 в качестве ядерного топлива. Таким образом, принципиальная возможность использования UF_6 в ядерных реакторах подтверждена на практике.

На наш взгляд, представляет интерес исследование возможности не только изменения состояния критичности реактора с помощью ТВС, содержащих UF_6 , но и профилирования поля энерговыделения в АКЗ с помощью этих сборок.

Нужно отметить, что использование UF_6 не является принципиальным. В качестве жидкотопливной части АКЗ можно использовать любое другое жидкое соединение урана. Рассмотрение в данной работе UF_6 объясняется прежде всего хорошей изученностью этого соединения, известностью его теплофизических свойств и широким использованием в промышленности. Возможно, более целесообразным является использование менее токсичных соединений урана.

1. Критичность реактора

Традиционным подходом при исследовании возможных материальных композиций в АКЗ ядерных реакторов является упрощение ее геометрии. Поэтому рассмотрим вначале двухзонный цилиндрический реактор с отражателем (рис. 1). Зона «1» представляет собой цилиндрическую емкость, содержащую жидкий UF_6 . Материальный состав зоны «2» не имеет принципиального значения, однако для иллюстрации предлагаемой концепции реактора удобно использовать хорошо известные композиции. Поэтому в зоне «2» разместим уран-водную решетку со значением коэффициента размножения, например $k_{\infty 2} = 0.98$. Таким образом, рассматривается реактор с подкритической твердотопливной зоной «2» и жидкотопливной зоной «1», обеспечивающей критическое состояние АКЗ в целом.

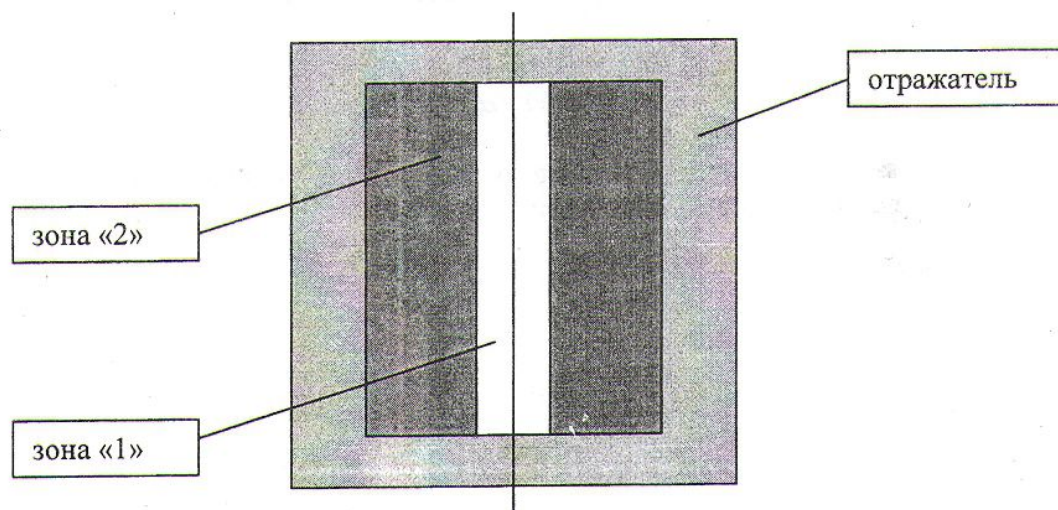


Рис. 1. Схема реактора.

Такой реактор может быть переведен в подкритическое состояние уменьшением ядерной концентрации делящихся изотопов в зоне «1», т.е. выводом части ядерного топлива из этой зоны. В данном случае наиболее просто это реализовать соединением зоны «1» трубопроводом с балластной емкостью, имеющей большой объем и более низкое давление, предварительно установив между ними разделительный клапан. В случае возникновения аварийной ситуации клапан открывается, например подрывом пиропатрона, и происходит истечение UF_6 в балластную емкость. В конечном состоянии зона «1» остается заполненной газообразным UF_6 . Заметим, что предлагаемая концепция реактора не отрицает наличия и стандартной аварийной защиты.

Для проведения оценочных расчетов в ядерных реакторах, относящихся к тепловому классу, вполне пригодно одногрупповое диффузионное приближение. В этом случае для

двухзонного цилиндрического реактора с отражателем можно записать следующую систему уравнений:

$$\begin{aligned} \Delta\Phi_1(r) + (\chi_1^2 - B_z^2) \cdot \Phi_1(r) &= 0, \quad 0 \leq r \leq R_1; \\ \Delta\Phi_2(r) + (\chi_2^2 - B_z^2) \cdot \Phi_2(r) &= 0, \quad R_1 \leq r \leq R_2, \end{aligned} \quad (1)$$

где $\Phi_{1,2}$ - плотность потока нейтронов в зонах «1» с радиусом R_1 и «2» с радиусом R_2 с учетом эффективной добавки отражателя; χ^2 и B^2 - материальный и геометрический параметры соответственно.

Введем обозначения

$$\begin{aligned} \alpha_1^2 &= \chi_1^2 - B_z^2; \\ \alpha_2^2 &= \chi_2^2 - B_z^2. \end{aligned}$$

По постановке задачи $k_{\infty 2} < k_{эф} < k_{\infty 1}$, тогда величины α_1 и α_2 при $k_{эф} = 1$ вычисляются следующим образом:

$$\begin{aligned} \alpha_1 &= \sqrt{(k_{\infty 1} - 1)/M_1^2 - B_z^2}; \\ \alpha_2 &= \sqrt{B_z^2 - (k_{\infty 2} - 1)/M_2^2}. \end{aligned} \quad (2)$$

Следовательно, система уравнений (1) преобразуется к виду

$$\begin{aligned} \Delta\Phi_1(r) + \alpha_1^2 \cdot \Phi_1(r) &= 0, \\ \Delta\Phi_2(r) - \alpha_2^2 \cdot \Phi_2(r) &= 0. \end{aligned} \quad (3)$$

С учетом ограниченности нейтронного потока во всех зонах реактора решениями уравнений (3) являются суперпозиции функций Бесселя

$$\begin{aligned} \Phi_1(r) &= a_1 \cdot J_0(\alpha_1 \cdot r), \\ \Phi_2(r) &= a_2 \cdot [J_0(\alpha_2 \cdot r) - \frac{J_0(\alpha_2 \cdot R_2)}{N_0(\alpha_2 \cdot R_2)} \cdot N_0(\alpha_2 \cdot r)]. \end{aligned}$$

Применяя условия сшивки потоков и токов нейтронов на границе раздела зон «1» и «2», получаем условие критичности двухзонного цилиндрического реактора с отражателем в однокрупном приближении, удовлетворяющее постановке задачи

$$\frac{1}{D_2 \cdot \alpha_2} \cdot \frac{J_0(\alpha_2 \cdot R_1) - \frac{J_0(\alpha_2 \cdot R_{ef})}{N_0(\alpha_2 \cdot R_{ef})} \cdot N_0(\alpha_2 \cdot R_1)}{J_1(\alpha_2 \cdot R_1) - \frac{J_0(\alpha_2 \cdot R_{ef})}{N_0(\alpha_2 \cdot R_{ef})} \cdot N_1(\alpha_2 \cdot R_1)} = \frac{1}{D_1 \cdot \alpha_1} \cdot \frac{J_0(\alpha_1 \cdot R_1)}{J_1(\alpha_1 \cdot R_1)}. \quad (4)$$

Анализ выражений (2, 4) показывает, что при $k_{\infty 2} = 0.98$ и при $k_{эф} = 1$ задача сводится к нахождению пар значений $k_{\infty 1}$ и R_1 при некоторых фиксированных значениях R_{ef} и H_{ef} , так как для нашей задачи $B_z^2 = (\pi/H_{ef})^2$.

Рассмотрим цилиндрический реактор с радиусом АКЗ 50 см и эффективной добавкой отражателя 10 см ($R_{ef} = 60$ см). Приведенные размеры являются характерными для иссле-

довательских реакторов. Тогда для минимизации утечки нейтронов примем $H_{ef} = 1.848 \cdot R_{ef}$, что обеспечивает минимальное соотношение площади поверхности и объема цилиндра.

Дальнейшее решение поставленной задачи связано с подготовкой нейтронно-физических констант, входящих в выражения (2, 4). Оптимальным программным продуктом для подготовки малогрупповых нейтронно-физических констант, в настоящее время, является программа WIMS (Winfrith Improved Multigroup Scheme). В данной работе использовалась версия программы WIMSD-4 [4].

Зона «2» считалась набранной из топливных ячеек соответствующих по составу и геометрическим характеристикам ячейке периодичности решетки реактора ВВЭР-1000. Температура топлива принималась равной 573 К, а оболочки твэла - 523 К. При температуре замедлителя 473 К и плотности 866 кг/м³ значение $k_{\infty 2} = 0.98$, согласно нашим расчетам, обеспечивается при обогащении топлива ²³⁵U на уровне $C_2 = 0.91$ %. Значения M_2^2 и D_2 , входящие в выражения (2, 4), были получены в результате расчета по программе WIMSD-4 (опция PERSEUS): $M_2^2 = 51.34$ см², $D_2 = 1.01$ см.

В зону «1» помещался жидкий UF₆, температура которого принималась равной 523 К, а плотность, согласно [5], равной 3.63 г/см³. При получении одногрупповых нейтронно-физических констант для зоны с UF₆ учитывалось наличие зоны «2». Для этого в программе WIMSD-4 по опции DSN конфигурировались зоны «1» и «2» с соответствующими радиусами. Таким образом, нейтронно-физические константы для UF₆ были рассчитаны с учетом окружающей уран-водной решетки. Очевидно, что спектральное распределение нейтронов по энергии в бесконечной среде UF₆ близко к «быстрому» спектру. В этом случае в первое расчетное соотношение системы (2) для зоны «1» фактически подставляется не коэффициент размножения бесконечной среды $k_{\infty 1}$, а некоторый коэффициент, характеризующий размножающие свойства среды при заданном спектральном распределении плотности нейтронного потока. Используемый нами подход к спектральной свертке в зоне «1» справедлив при условии

$$R_1^2 \ll M_1^2. \tag{5}$$

С учетом сделанных выше замечаний и допущений было выполнено пять вариантов расчетов, смысл которых заключался в определении, для некоторых фиксированных величин $k_{\infty 1}$, значений R_1 , при которых выполняется условие критичности (4). Исходные данные этих расчетов и их результаты приведены в табл. 1.

Таблица 1. Результаты расчетов критического радиуса зоны «1»

№ варианта	C, %	$k_{\infty 1}$	M_1^2 , см ²	D_1 , см	R_1 , см
1	2.5	1.2826	195.14	1.518	решения нет
2	5.0	1.4806	147.05	1.894	10.36
3	10.0	1.6777	90.98	1.968	5.18
4	15.0	1.7511	69.87	1.991	4.05
5	20.0	1.7879	60.14	2.003	3.57

2. Эффективность аварийной защиты

Для оценки времени истечения UF_6 из зоны «1» рассмотрим систему, в которой под АКЗ реактора находится балластная емкость с объемом, намного превышающим объем зоны «1», и в которой давление существенно ниже (например, 0.1 МПа). При диаметре 0.1 м и высоте 0.924 м в зоне «1» находится 26 кг жидкого UF_6 под давлением 2.45 МПа и температуре 523 К. Скорость перетекания w по соединительному трубопроводу диаметром $d_r = 0.1$ м определяется из уравнения

$$\Delta P = \zeta_{mp} \frac{l}{d_m} \frac{\rho w^2}{2},$$

где ΔP - перепад давлений, ζ - коэффициент трения, ρ - плотность жидкости.

Считая, что режим течения автомодельный относительно числа Re , а внутренняя поверхность трубопровода технически гладкая, получаем скорость истечения UF_6 , равную 200 кг/с. Это соответствует времени выхода UF_6 из АКЗ реактора 0.13 с. При этом не учитывается процесс фазового перехода UF_6 из жидкого состояния в газообразное и понижение, вследствие этого, температуры и давления насыщения. Однако даже с учетом влияния этого фактора время вывода положительной реактивности из АКЗ реактора на порядок ниже, чем у обычных систем аварийной защиты.

Теперь целесообразно оценить подкритичность реактора при истечении UF_6 в балластную емкость. В рамках диффузионного приближения задачи с газовыми полостями не решаются. Однако если ввести условие сшивки между зонами «1» и «2» в виде

$$\nabla \Phi_1(R_1) = 0, \tag{6}$$

то формально это будет означать постоянство поля нейтронов в пределах зоны «1». Таким образом, условие (6) также означает и отсутствие взаимодействия нейтронов с веществом в этой зоне. Последняя трактовка введенного граничного условия хорошо адаптирована к нашей задаче. Например, при $D_1 = 1.968$ см (см. табл. 1) средняя длина свободного пробега нейтронов до взаимодействия в зоне «1», в транспортном приближении, равна 5.904 см. Для газообразного UF_6 при плотности, например 0.022 г/см³, эта величина составит 854.86 см.

С учетом введенного граничного условия (6) должны выполняться условия: $k_{\infty 1} = 1$, а $k_{\infty 2} > k_{эф}$. Входящие в (2) выражения принимают вид

$$\alpha_1 = \sqrt{B_z^2};$$

$$\alpha_2 = \sqrt{(k_{\infty 2}/k_{эф} - 1)/M_2^2 - B_z^2},$$

а система (3) преобразуется к виду

$$\begin{aligned} \Delta \Phi_1(r) + B_z^2 \cdot \Phi_1(r) &= 0, \\ \Delta \Phi_2(r) + \alpha_2^2 \cdot \Phi_2(r) &= 0, \\ \Delta \Phi_3(r) + \alpha_3^2 \cdot \Phi_3(r) &= 0. \end{aligned} \tag{7}$$

При этом

$$\alpha_3 = \sqrt{\frac{1}{M_3^2} + B_z^2}.$$

Анализ системы уравнений (7) показывает, что плотность нейтронного потока в зоне «1» не зависит от координаты, а условие критичности при фиксированных размерах зон реактора определяется соответствующим значением $k_{\infty 2}$.

С учетом граничных условий и условий шивки потока и тока нейтронов на границе раздела зоны «2» и отражателя критичность системы уравнений (7) достигается при выполнении равенства

$$\frac{1}{D_3 \cdot \alpha_3} \cdot \frac{J_1(\alpha_2 \cdot R_2) - \frac{J_1(\alpha_2 \cdot R_1)}{N_1(\alpha_2 \cdot R_1)} \cdot N_1(\alpha_2 \cdot R_2)}{J_0(\alpha_2 \cdot R_1) - \frac{J_1(\alpha_2 \cdot R_1)}{N_1(\alpha_2 \cdot R_1)} \cdot N_0(\alpha_2 \cdot R_2)} = \frac{1}{D_2 \cdot \alpha_2} \cdot \frac{K_1(\alpha_3 \cdot R_2)}{K_0(\alpha_3 \cdot R_2)} \quad (8)$$

В [6] показано, что эффективная добавка бесконечного отражателя определяется выражением

$$\delta_{\infty} \approx M_3 \cdot D_2 / D_3.$$

При $D_2 = D_3$ значение $\delta_{\infty} \approx M_3$. Поэтому, в соответствии с ранее принятым значением эффективной добавки отражателя, принимаем $M_3^2 = 100 \text{ см}^2$.

В соответствии с приведенными в табл. 1 значениями R_1 были выполнены расчеты по определению значений $k_{эф}$, при которых выполнялось условие критичности (8). Результаты расчетов приведены в табл. 2.

Таблица 2. Результаты расчета коэффициента размножения реактора с газовой полостью

$R_1, \text{ см}$	10.36	5.18	4.05	3.57
$k_{эф}$	0.8564	0.8627	0.8635	0.8639

Анализ данных, приведенных в табл. 2, показывает, что в рамках допущений и приближений расчетной модели рассмотренная система, при заполнении зоны «1» газообразным UF_6 , может иметь глубокую подкритичность. Обращает на себя внимание тот факт, что по данным проведенных расчетов система оказывалась критичной при средних значениях обогащения по ^{235}U в зоне «1» реактора. Это также является фактором, существенно повышающим безопасность работы реактора и удешевляющим эксплуатационные расходы.

Приведенные в табл. 1 данные показывают, что начиная с обогащения $C = 10 \%$, происходит достаточно слабое влияние этого параметра на критический радиус зоны «1». Очевидно, что повышение обогащения UF_6 выше указанной величины для рассмотренной системы нецелесообразно. К тому же, начиная с $R_1 = 5.18 \text{ см}$, значение подкритичности системы, в случае заполнения зоны «1» газообразным UF_6 , стабилизируется. Все это говорит о том, что указанные параметры, по-видимому, близки к оптимуму для рассмотренной структуры АКЗ.

3. Расчет реальной модели АКЗ

Рассмотрим теперь более реальную модель реактора. Эквивалентный диаметр и высоту АКЗ моделируемого реактора примем близкими соответствующим параметрам типичного исследовательского реактора ВВР-М. За основной элемент конструкции АКЗ примем

гексагональную в поперечном сечении ТВС с фиксированным обогащением по ^{235}U . Конструкция твэла и шаг решетки будет соответствовать ТВС реактора ВВЭР-1000. Примем размер «под ключ» ТВС $t = 5.521$ см, что соответствует пяти рядам твэлов в ТВС. Соответственно ТВС с UF_6 будут представлять собой тонкостенные емкости с аналогичными геометрическими параметрами. Согласно концепции реактора, рассмотренной в предыдущих разделах, твердотопливные ТВС должны быть однотипными и зона, заполненная этими ТВС должна иметь $k_{\infty} = 0.98$.

Малый размер «под ключ» ТВС выбран из тех соображений, что наличие большого количества ТВС в АКЗ исследовательского реактора позволяет достаточно гибко компоновать картограмму загрузки при проведении тех или иных физических экспериментов;

Эквивалентный диаметр АКЗ моделируемого реактора составляет 63,76 см. Этот размер достаточно близок к эквивалентному диаметру АКЗ реактора ВВР-М. В качестве материала бокового отражателя используем сталь X18H10T, для торцевого отражателя – водно-циркониевую гомогенную среду с равным соотношением объемов компонентов. Толщины отражателей намного превышают эффективную добавку. Температура всех компонентов АКЗ и отражателя принята равной 340 К. Это вызвано тем, что температура 337 К при давлении 0.15 МПа соответствует тройной точке UF_6 . В этом случае при давлении выше 0.15 МПа UF_6 будет находиться в жидкой фазе с плотностью 3.63 г/см³ [4].

Задачу для исследования можно сформулировать следующим образом: необходимо получить картограмму топливной загрузки АКЗ с минимальным значением коэффициента неравномерности мощности по ТВС (K_q), который определяется как отношение энерговыделения в данной сборке к среднему.

Дополнительными условиями являются:

1. АКЗ набирается из подкритических твердотопливных ТВС равного обогащения ($k_{\infty} = 0.98$) с включением в картограмму загрузки сборок, содержащих UF_6 .
2. Количество ТВС с UF_6 должно быть минимально возможным.

Очевидно, что даже при 18 ТВС с UF_6 в АКЗ количество вариантов ограничено. Поэтому оптимизационная задача может быть решена без привлечения эвристических алгоритмов, а методом простого перебора всех вариантов загрузки с расчетом распределения поля энерговыделения.

Конструкция АКЗ моделируемого реактора, поперечные размеры ТВС позволяют решать поставленную задачу в однорупновом диффузионном приближении. При этом сложность алгоритма решения заключается в определении критического обогащения по ^{235}U ТВС с UF_6 для каждого варианта загрузки.

Дальнейшее решение поставленной задачи связано с подготовкой нейтронно-физических констант для АКЗ и отражателя. В табл. 3 приведены рассчитанные с использованием программы WIMSD-4 нейтронно-физические константы для ТВС с UO_2 , торцевого и бокового отражателей.

Таблица 3. Нейтронно-физические константы

Зона реактора	$D, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_a, \text{см}^{-1}$	$\nu\Sigma_f, \text{см}^{-1}$	K_{∞}
ТВС с UO_2	1.026	0.02212	0.0216	0.98
Отражатель X18H10T	0.896	0.04501	-	-
Отражатель $\text{Zr}+\text{H}_2\text{O}$	1.031	0.00412	-	-

Нейтронно-физические константы для отражателей были рассчитаны в приближении спектрального распределения реактора на тепловых нейтронах с уран-водной решеткой с учетом утечки. Процедура получения нейтронно-физических констант ТВС с UF₆ описана выше.

Как указывалось выше, алгоритм расчета поля энерговыделения в АКЗ моделируемого реактора предполагает определение критического обогащения UF₆ в соответствующих ТВС. В этом случае диффузионные нейтронно-физические константы удобно представить в виде полиномов по степеням обогащения. Для получения этих зависимостей была проведена серия расчетов в диапазоне обогащений UF₆ 4...100 % по ²³⁵U, после чего, на основании полученных данных, методом Ньютона определялись коэффициенты степенных полиномов. С высокой точностью эти зависимости описывались полиномами третьей степени.

4. Расчет распределения поля энерговыделения

Стандартным методом решения системы диффузионных уравнений является «метод прогонки». Суть этого метода, алгоритмы его реализации, задание граничных условий, при известных нейтронно-физических константах отражателя и определение коэффициентов диффузии на границах раздела сред D_j общеизвестны. Поэтому ограничимся лишь окончательными результатами диффузионных расчетов.

В табл. 4 приведены основные характеристики картограммы загрузки моделируемого реактора при ограниченном количестве ТВС в АКЗ. Месторасположение ТВС с UF₆, указанное в табл. 4, соответствует картограмме АКЗ, приведенной на рис. 2. Рядом с максимальным значением K_q приведен номер ячейки картограммы, в которой достигается это значение. Во всех случаях максимальное значение K_q достигалось, как и следовало ожидать, в ТВС с UF₆. Результаты профилирования поля энерговыделения с 12 и 18 ТВС в АКЗ можно признать удовлетворительными для исследовательских реакторов.

Таблица 4. Основные расчетные характеристики загрузок

Количество ТВС с UF ₆ в АКЗ, шт	Месторасположение ТВС с UF ₆	Максимальное значение K_q	Обогащение UF ₆ по ²³⁵ U, %
6	2	8.91 (2)	45.7
12	3, 7	5.21 (7)	24.9
18	4, 8, 12	3.81 (8)	26.4

На рис. 2 представлено распределение поля энерговыделения в АКЗ моделируемого реактора при наличии в ней 24 ТВС с UF₆. Поле энерговыделения было получено при обогащении UF₆ по ²³⁵U равном 14.4 %.

Исходя из метода решения уравнения переноса нейтронов вполне естественно, что приведенная на рис. 2 картограмма является лишь вариантом из семейств с очень близкими значениями максимального K_q .

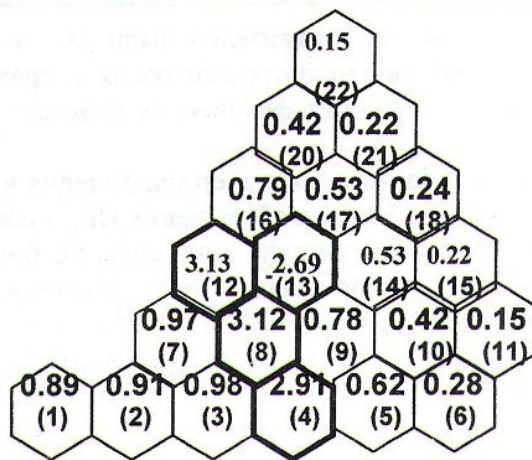


Рис. 2. Поле энерговыделения в АКЗ реактора ($t = 5.521$ см, $h = 50$ см). Выделены ТВС с UF_6 .

Выводы

В данной работе приведены результаты начального этапа исследований концепции реактора с подкритической АКЗ и с возможностью быстрого вывода части топлива из нее.

Не рассмотрены вопросы компенсации выгорания топлива, вывода реактора в критическое состояние и, в общем случае, управления нейтронным полем реактора. Очевидно, что технически эти вопросы можно решить при помощи неполного заполнения сборок жидким UF_6 . Кроме того, важной и интересной для исследования является кинетика такого реактора.

Нужно также отметить, что материальные композиции реактора, рассмотренного в данной работе, не оптимизированы, т.е. материалы и конструкция твердотопливной части АКЗ и отражателей выбраны достаточно произвольно. Тем не менее расчеты указывают на принципиальную возможность использования сборок с жидким топливом для управления реактором, причем нейтронно-физические параметры такого реактора являются удовлетворительными. В то же время выгоды такого подхода также достаточно очевидны – сверхбыстрая аварийная защита, возможность плавного регулирования поля нейтронов изменением наполнения сборок жидким топливом и, самое главное, экономия нейтронов за счет полного выведения из АКЗ поглощающих нейтроны веществ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Демьянов А.А., Ключников А.А., Павлович В.Н. и др. Управление нейтронным полем ядерных реакторов ионным или газовым потоком // Ядерная и радиационная безопасность. - 1998. - Т. 1, вып. 1. - С. 17.
2. Неделин О.В., Павлович В.Н., Шевель Е.В. Концепция исследовательского ядерного реактора с быстрой аварийной защитой // Пром. теплотехника. - 2000. - Т. 22. - № 1. - С. 58.
3. Дмитриевский В.А., Воинов Е.М., Тетельбаум С.Д. Применение гексафторида урана в ядерных энергетических установках // Атомная энергия. - 1970. - Т. 29, вып. 4. - С. 251.
4. Halsall H.J. A Summary of WIMSD - 4 Input Options: Energy System Analysis Division / AEE, Dochester, Dorset, 1980. - 94 p.
5. Галкин Н.П., Майоров А.А., Верятин У.Д. и др. Химия и технология фтористых соединений урана. - М.: Госатомиздат, 1961. - 348 с.
6. Бать Г.Г., Байбаков В.Д., Алхутов М.С. Основы теории и методы расчета ядерных реакторов. - М.: Энергоиздат, 1982. - 511 с.

КОНЦЕПЦІЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА З ПІДКРИТИЧНОЮ ЗОНОЮ, КЕРУВАННЯМ ЗА ДОПОМОГОЮ ГАЗОВИХ АБО РІДИННИХ ПОТОКІВ РЕЧОВИНИ, ЩО ДІЛИТЬСЯ

О.В. Неделін, В.М. Павлович, С.А. Яцкевич

Розглянуто концепцію дослідницького ядерного реактора з підкритичною твердопаливною активною зоною, яка доводиться до критичного стану введенням частини палива у вигляді газу або рідини, що містять атоми речовини, що ділиться. Така компоновка активної зони дозволяє створити надшвидкий аварійний захист і, крім того, отримати задовільні характеристики реактора з точки зору рівномірності енерговиділення.

THE CONCEPT OF THE NUCLEAR REACTOR WITH SUBCRITICAL CORE, NEUTRON FIELD CONTROL USING GASEOUS OR LIQUID FLOWS OF FISSILE MATERIAL

O.V. Nedelin, V.M. Pavlovych, S.A. Yatskevych

The concept of research nuclear reactor with subcritical core of solid fuel which riches the critical state inserting part of the fuel in the form of gas or liquid containing the atoms of fissile material. Such design permits to create the superfast emergency protection and to obtain the satisfactory characteristics of the energy distribution in the core.