

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ПОДКРИТИЧЕСКИЙ РЕАКТОР

В. А. Бабенко¹, В. И. Гулик², В. Н. Павлович²

¹*Институт теоретической физики НАН Украины, Киев*

²*Институт ядерных исследований НАН Украины, Киев*

На сегодняшний день в Украине разработана концепция проектирования и строительства исследовательского реактора нового поколения и научного ядерного центра [1]. В концепции предусмотрено строительство реактора бассейнового типа с тепловой мощностью 20 - 30 МВт и с потоком нейтронов в активной зоне порядка $4 \cdot 10^{14}$ н/(см² · с). При разработке концепции не предполагались анализ альтернативных типов реакторов и, тем более, разработка физического проекта такого реактора. В то же время в мировой литературе интенсивно обсуждаются инновационные проекты реакторов IV поколения, в частности подкритические сборки, управляемые ускорителями (Accelerated Driven Systems – ADS). Даже поверхностный анализ таких систем показывает перспективность их использования в качестве исследовательских реакторов. Одним из оптимальных решений для этой цели является реактор, состоящий из подкритической сборки и достаточно мощного нейтронного генератора.

Введение

Ядерная и радиационная безопасность, обращение с радиоактивными отходами и конкурентоспособность – три основных требования к дальнейшему развитию ядерной энергетики. Эти требования невозможно выполнить без внедрения новых типов исследовательских реакторов, которые основываются на инновационных технологиях. Термин «исследовательские реакторы» охватывает широкий круг ядерных реакторов, которые обычно не используются для выработки электроэнергии. Основным назначением таких реакторов является генерация нейтронов для исследовательских, испытательных, технологических и медицинских целей.

Кроме того, развитие ядерной энергетики невозможно без дальнейшего расширения как фундаментальных, так и прикладных исследований в области ядерной науки и техники. Без научной поддержки, а тем более без кадров, которые могли бы выполнять эту работу, невозможна безопасная эксплуатация ядерных энергетических реакторов. Базовыми установками для такой научной поддержки являются исследовательские ядерные реакторы.

За последние 50 лет в мире построено около 500 исследовательских реакторов, из которых около 200 в настоящее время не эксплуатируются в основном вследствие моральной и технической устарелости. Большинство из этих реакторов – реакторы бассейнового типа, причем конструктивные особенности каждого реактора обусловлены целями его постройки.

Области использования исследовательских реакторов - необычайно широкие. Ниже без детализации только перечислены основные области использования нейтронных пучков, которые могут обеспечить исследовательские реакторы:

Испытание топливных и конструкционных материалов ядерной энергетики. При наличии мощных нейтронных пучков вопрос о продолжении срока эксплуатации ядерных энергоблоков можно было бы решить экспериментально в доступно короткое время.

Нейтронные пучки являются уникальным инструментом для изучения структуры материалов на атомном уровне. Рассеяние нейтронов используется для изучения поведения материалов в разных условиях, таких как давление, температура, магнитные поля и др.

Нейтронно-активационный анализ является уникальным инструментом для определения минимальных количеств примесей в материалах и вообще элементного состава образцов.

Нейтронная активация также используется для наработки радиоизотопов, которые широко используются в промышленности.

Отдельно стоит отметить использование радиоизотопов и радиофармпрепаратов в медицине. Большинство современных томографов основаны на использовании радиоизотопов, а радиофармпрепараты используются для терапевтического лечения.

Нейтронные пучки непосредственно используются для лечения некоторых заболеваний (например, борзахватная терапия онкологических заболеваний).

Исследовательские реакторы используются в промышленных технологиях (нейтронное легирование кремния, упрочнение полимеров и др.).

Нейтронные пучки могут использоваться при создании оборудования для высокоинтенсивного гамма-облучения материалов, например для стерилизации медицинского оборудования (галлий-индиевая петля).

Научные исследования в областях ядерной, нейтронной физики, ядерной энергетики, физики

конденсированного состояния, радиационной физики, радиобиологии.

Разработка, испытания и метрология приборов для ядерной энергетики, ядерной медицины, радиационной физики и радиобиологии.

Как было отмечено в основных положениях концепции нового многоцелевого исследовательского ядерного реактора [1], ядерная энергетика Украины фактически нуждается в строительстве исследовательского реактора нового поколения, который мог бы быть использован в вышеперечисленных областях науки и техники

Для выполнения тех задач, которые будут стоять перед новым исследовательским реактором, требуются высокоинтенсивные пучки нейтронов разных энергий. В существующих исследовательских реакторах традиционных типов можно получить потоки нейтронов порядка 10^{14} н/см²·с, в импульсных реакторах – до 10^{15} н/см²·с. В то же время в подкритических ADS вполне реальными являются потоки нейтронов до 10^{16} н/см²·с и выше. Поскольку основной задачей исследовательских реакторов является именно получение высоких потоков нейтронов, то вполне обоснованной кажется разработка нового исследовательского реактора на "электро-ядерном" принципе. Кроме того, подкритические системы, способные размножать нейтроны внешнего источника, являются способом достижения абсолютной ядерной безопасности с возможностью трансмутации радиоактивных отходов с большим временем жизни как трансурановых элементов, так и продуктов ядерного деления.

В данной статье приведены результаты первого этапа расчетов таких размножающих систем. В частности, промоделированы и проанализированы гомогенные сферические подкритические системы, состоящие из одной и двух зон. Полученные результаты показывают, что в подкритической размножающей системе, управляемой нейтронным генератором, могут быть достигнуты потоки нейтронов порядка 10^{17} н/см²·с при сравнительно низкой мощности, что на порядки превышает потоки нейтронов в традиционных реакторах бассейнового типа. В данном случае подкритическая система служит усилителем нейтронов источника, который может работать как в импульсном, так и в непрерывном режимах. Естественно, результирующий поток нейтронов в реакторе определяется интенсивностью источника и коэффициентом усиления подкритической системы.

1. Подкритические реакторы

1.1. Источник нейтронов

При разработке такого реактора возникают два принципиальных вопроса: выбор внешнего ис-

точника нейтронов и оптимизация параметров активной зоны реактора с точки зрения получения максимального коэффициента усиления потока нейтронов внешнего источника. В отличие от традиционных ADS, которые базируются на ускорителях протонов (или дейтронов) высоких энергий (до 1 ГэВ) с токами в пучке до десятков миллиампер, для исследовательского реактора можно рассмотреть возможность использования обычных нейтронных генераторов на D – T реакции с током дейтронов в пучке до 1 А. Поскольку энергии дейтронов порядка 200 - 300 кэВ вполне достаточно для протекания реакции, то создание такого нейтронного генератора может оказаться на порядки дешевле, чем строительство ускорителей на 1 ГэВ, причем токи порядка нескольких ампер являются вполне достижимыми для низкоэнергетических ускорителей.

Напомним основные принципы построения нейтронных генераторов. Нейтроны в таких генераторах получают в результате реакций синтеза D – D и D – T (D – дейтрон, T – тритон). Основной является реакция D – T, поскольку ее сечение имеет максимум при энергии около 109 кэВ (~5,3 б), которое больше чем на порядок превышает сечение D – D реакции.

Большинство нейтронных генераторов работает на металлических, насыщенных тритием мишенях, на которые направляется поток дейтронов с энергией 300 – 400 кэВ. Выход нейтронов в таких системах зависит от потерь энергии дейтронов в мишенях (материал мишени), от насыщения мишени тритием и, естественно, от тока пучка дейтронов. Так, для многослойных твердых мишеней выход нейтронов на одну ускоренную до 300 - 400 кэВ частицу - порядка 10^4 , так что при токе ускорителя ~1 А выход нейтронов может составить 10^{14} н/с. Для газовых мишеней выход нейтронов на порядок больше, $\sim 10^3$ [2].

Таким образом, для подкритического исследовательского реактора целесообразно конструировать нейтронный генератор с током пучка частиц порядка 1 А и с газовой мишенью. Такой генератор будет служить внешним источником нейтронов для подкритической системы с интенсивностью $\sim 10^{15}$ н/с. Нужно отметить, что нейтронный генератор с выходом нейтронов 10^{14} н/с уже создан [3]. Такие же генераторы создавались в свое время в Советском Союзе для военных целей.

1.2. Оптимизация активной зоны подкритического реактора

В настоящее время во многих странах проводятся исследования различных модификаций электроядерных систем. В частности, Даниэль и Петров [4] на основе однопучковой диффузион-

ной модели показали, что более эффективно использовать двухзонную систему, в которой внешний источник нейтронов окружен бустером небольших размеров с $k_{\infty} > 1$, который в свою очередь окружен подкритической активной зоной, так что эффективный коэффициент размножения всей системы $k_{эф} < 1$. Поскольку одnogрупповая диффузионная модель для сложных многозонных систем часто не дает даже качественно правильных результатов, то для выбора оптимальных параметров подкритического реактора (размеры и обогащение зон) целесообразно вначале провести численные многовариантные расчеты модельных систем [5, 6], а затем рассчитывать реальную схему реактора. При этом в качестве основного оптимизационного параметра можно выбрать коэффициент усиления нейтронов внешнего источника (отношение суммарного числа нейтронов, проходящих через внешнюю граничную поверхность за единицу времени N_S , к интенсивности источника нейтронов I_0 : $q = N_S/I_0$), поскольку основной целью построения исследовательских реакторов является получение высоких потоков нейтронов. Важной характеристикой является также коэффициент энергетического усиления G , определяемый как отношение энергии нейтронов источника к энергии, выделившейся в реакторе.

Ниже приведены результаты модельных расчетов одно- и двухзонных подкритических гомогенных систем с различным обогащением и различным размером зон с источником нейтронов 14 МэВ.

2. Результаты расчетов

2.1. Методы

Для расчетов нами была выбрана сферическая сборка на основе обогащенного урана с $k_{эф} = 0,99$ с источником нейтронов в центре сборки. Для систем с различными материальными параметрами размеры подбирались так, чтобы этот коэффициент оставался неизменным. Для этого был использован нейтронно-физический код Scale 4.4a.

Таблица 1. Физические характеристики однозонного сферического усилителя нейтронов, состоящего из обогащенного урана, в зависимости от обогащения по U^{235}

$W_{U^{235}}, \%$	k_{∞}	R, см	$\bar{\Phi}$, н/см ² ·с	Φ_S , н/см ² ·с	ρ_{fis} , 1/см ³ ·с	N_{fis} , 1/с	G	q
6	1,07	85,81	$4,99 \cdot 10^{-3}$	$2,29 \cdot 10^{-4}$	$2,89 \cdot 10^{-5}$	76,46	988,61	21,19
7	1,18	56,38	$1,59 \cdot 10^{-2}$	$1,23 \cdot 10^{-3}$	$1,04 \cdot 10^{-4}$	78,42	1013,94	49,03
8	1,26	45,34	$2,74 \cdot 10^{-2}$	$2,69 \cdot 10^{-3}$	$2,02 \cdot 10^{-4}$	78,72	1017,79	69,50
9	1,34	39,13	$3,83 \cdot 10^{-2}$	$4,38 \cdot 10^{-3}$	$3,11 \cdot 10^{-4}$	78,19	1010,89	84,38
10	1,41	35,05	$4,82 \cdot 10^{-2}$	$6,17 \cdot 10^{-3}$	$4,28 \cdot 10^{-4}$	78,33	996,54	95,12
20	1,82	20,81	$1,15 \cdot 10^{-1}$	$2,39 \cdot 10^{-2}$	$1,83 \cdot 10^{-3}$	77,08	892,29	130,34
30	2,01	16,38	$1,59 \cdot 10^{-1}$	$4,00 \cdot 10^{-2}$	$3,53 \cdot 10^{-3}$	64,85	838,16	135,01
40	2,12	13,93	$2,00 \cdot 10^{-1}$	$5,68 \cdot 10^{-2}$	$5,63 \cdot 10^{-3}$	63,81	824,67	138,53

Кроме коэффициента усиления потока нейтронов рассчитывался также коэффициент энергетического усиления G (отношение энергии, выделяемой во всем объеме системы, к энергии нейтронов источника E_0). Обе величины являются удобными параметрами для сравнения различных результатов расчетов, однако, конечно, они не полностью характеризуют систему.

Вычисление коэффициентов усиления проводилось с помощью программы расчета переноса нейтронов методом Монте-Карло MCNP-4C [7]. При этом использовалась библиотека ядерных данных ENDF/B-VI.

2.2. Однозонные модели

Первая рассмотренная система состояла из обогащенного урана с разным обогащением. Результаты расчетов приведены в табл. 1. Там же приведены рассчитанные значения коэффициента размножения бесконечной среды k_{∞} , радиуса сборки R , среднего потока нейтронов в объеме системы $\bar{\Phi}$ и потока нейтронов через внешнюю граничную поверхность системы Φ_S , а также плотность делений ρ_{fis} (число актов деления в единице объема) и полное число делений во всем объеме системы N_{fis} . Все величины рассчитаны на один нейтрон источника. Приведены также коэффициенты G и q , определенные выше.

С целью изучения влияния наличия отражателя на характеристики системы была промоделирована также система, состоящая из обогащенного урана, с отражателем из бериллия. Результаты показаны на рис. 1 и 2. Любопытно отметить, что быстрый рост коэффициента усиления в быстрой сборке без отражателя сменяется сравнительно медленным ростом при обогащении приблизительно равном 20 %, что согласуется с всемирной кампанией по снижению обогащения, топлива исследовательских реакторов. При этом же обогащении наблюдается достаточно высокий коэффициент усиления в системе с бериллиевым отражателем, что, конечно же, обусловлено влиянием ($n, 2n$) реакций.

Продолжение табл. 1

$W_{U235}, \%$	k_{∞}	R, см	$\bar{\Phi}, \text{н/см}^2\cdot\text{с}$	$\Phi_S, \text{н/см}^2\cdot\text{с}$	$\rho_{\text{fis}}, 1/\text{см}^3\cdot\text{с}$	$N_{\text{fis}}, 1/\text{с}$	G	q
50	2,20	12,32	$2,45 \cdot 10^{-1}$	$7,55 \cdot 10^{-2}$	$8,28 \cdot 10^{-3}$	64,77	837,09	143,81
60	2,25	11,13	$2,93 \cdot 10^{-1}$	$9,62 \cdot 10^{-2}$	$1,15 \cdot 10^{-2}$	66,60	860,60	149,86
70	2,29	10,22	$3,46 \cdot 10^{-1}$	$1,19 \cdot 10^{-1}$	$1,54 \cdot 10^{-2}$	68,96	891,14	156,54
80	2,32	9,49	$4,12 \cdot 10^{-1}$	$1,48 \cdot 10^{-1}$	$2,05 \cdot 10^{-2}$	73,30	947,15	167,36
90	2,35	8,88	$4,76 \cdot 10^{-1}$	$1,77 \cdot 10^{-1}$	$2,61 \cdot 10^{-2}$	76,42	987,39	175,19
100	2,37	8,36	$5,67 \cdot 10^{-1}$	$2,17 \cdot 10^{-1}$	$3,38 \cdot 10^{-2}$	82,92	1071,31	190,52

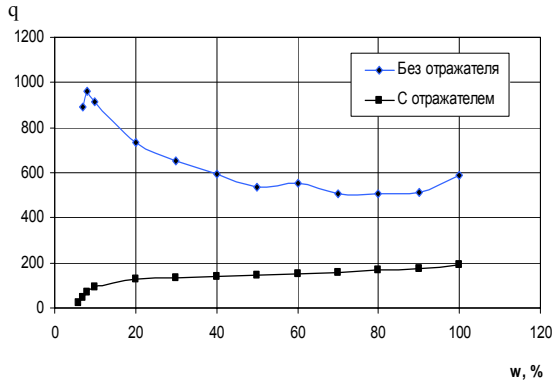


Рис. 1. Зависимость коэффициента усиления потока нейтронов от обогащения для систем с отражателем из бериллия и без отражателя.

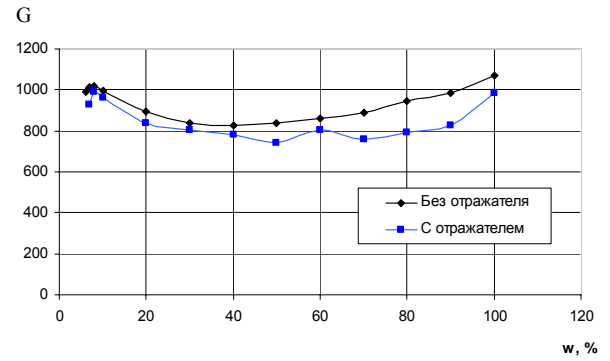


Рис. 2. Зависимость коэффициента энергетического усиления от обогащения для систем с отражателем из бериллия и без отражателя.

Далее была рассмотрена однозонная сферическая сборка, состоящая из раствора U^{235} в воде. Результаты приведены в табл. 2, откуда видно, что в тепловой системе максимальный коэффициент усиления достигается при отношении $H/U = 2$. Результаты расчетов однозонных моделей частично были использованы при расчетах двухзонных моделей, которые в соответствии с [4] являются более эффективными усилителями нейтронов внешнего источника.

Таблица 2. Зависимость коэффициента усиления и других параметров системы от соотношения ядерных концентраций замедлителя (водорода) и всего урана

H/U	R	q	G
0,0001	8,377	171,233	960,271
0,0005	8,382	171,744	962,75
0,001	8,388	168,829	947,25
0,005	8,401	176,63	991,0214
0,01	8,414	172,063	967,35
0,05	8,553	180,124	1018,071
0,1	8,708	192,501	1095,579
0,5	9,691	275,874	1652,207
0,6	9,88	290,293	1757,171
0,7	10,059	307,437	1881,043
0,8	10,225	313,898	1939,286
0,9	10,38	361,468	2253,7
1	10,528	348,202	2188,836
2	11,622	419,654	2814,507
3	12,315	348,351	2426,221

Продолжение табл. 2

H/U	R	q	G
4	12,782	223,486	1591,136
5	13,109	172,75	1245,621
10	13,831	89,8052	659,0771
15	14,043	53,2601	385,8764
20	14,128	46,24	331,7121
25	14,174	43,2266	308,2293
30	14,206	31,5489	221,4721
35	14,236	26,0852	180,8243
40	14,263	27,0735	187,1864
45	14,293	24,409	167,5779
50	14,328	23,1536	158,4
100	14,658	12,9954	85,06857
200	15,545	9,717	63,457
300	16,465	8,37102	55,90264
400	17,435	7,24806	49,82293
500	18,455	7,13538	51,27821
600	19,558	7,00582	53,19929
700	20,718	6,88028	55,348
800	22,008	6,851	58,94607
900	23,375	7,0863	66,07914
1000	24,925	6,91704	69,80257

2.3. Двухзонные модели

Вначале была рассмотрена система, в которой внутренняя зона состоит из обогащенного урана, а внешняя – из чистого U^{238} . Толщина внешней зоны задается в пределах от 1 до 20 см. Для каждого обогащения внутренней зоны ее размеры подбираются так, чтобы $k_{\text{эф}}$ всей системы был

равен 0,99. Обогащение внутренней зоны по U^{235} изменяется в пределах от 8 до 100 %. Результаты приведены на рис. 3 и 4.

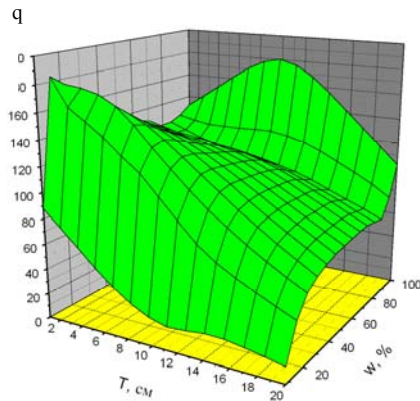


Рис. 3. Зависимость коэффициента усиления потока нейтронов для двухзонной системы при различных толщинах внешней зоны (Т) и различных обогащениях внутренней зоны (W).

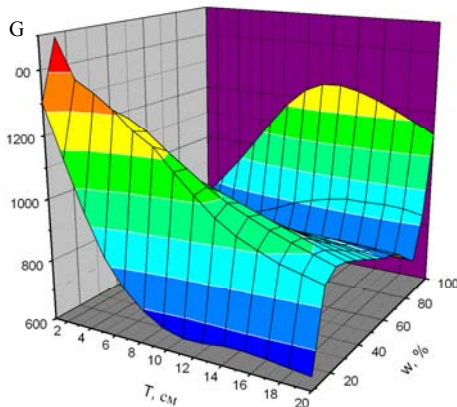


Рис. 4. Зависимость коэффициента энергетического усиления от обогащения для двухзонной системы при различных толщинах внешней зоны (Т) и различных обогащениях внутренней зоны (W).

Анализируя вышеприведенные результаты, видим, что при обогащении внутренней зоны 20 % наблюдается максимум коэффициентов при всех толщинах внешней зоны. Кроме того, рис. 1 показывает, что дальнейшее обогащение внутренней зоны не приведет к резкому увеличению коэффициентов усиления. Поэтому для следующей модели обогащение внутренней зоны было выбрано равным 20 %. При этом внешняя зона состояла из обогащенного урана с обогащением от 1 до 10 %. Результаты приведены на рис. 5.

Для последней модели рассчитано пространственное распределение потока нейтронов в зависимости от радиуса сборки и сделаны оценки мощности реактора при интенсивности источника $\sim 10^{15}$ н/с (рис. 6), которые показали, что тепловая мощность такого реактора порядка 3 МВт. На

рисунках все данные приведены к одному нейтрону источника.

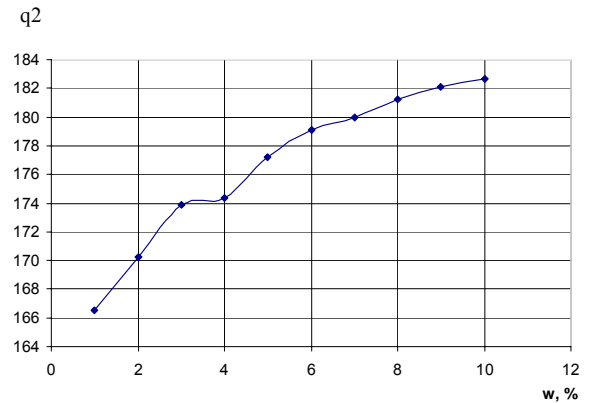


Рис. 5. Зависимость коэффициента усиления потока нейтронов внешней зоны от обогащения внешней зоны.

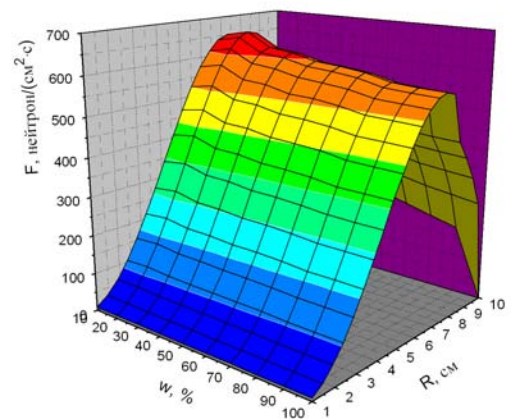


Рис. 6. Пространственное распределение потока нейтронов, рассчитанное на один нейтрон источника, в зависимости от радиуса (R), при разных обогащениях внешней зоны (W).

Выводы

Из рис. 6 хорошо видно, что основную цель – достижение высоких потоков нейтронов в исследовательских реакторах – можно достичь, применяя двухзонные схемы с высокими коэффициентами усиления порядка 200 - 600 для потока нейтронов. При этом при интенсивности источника $\sim 10^{15}$ н/с поток нейтронов в центре реактора достигает значений $\sim 6 \cdot 10^{17}$ н/см² · с, а на внешней поверхности реактора - $\sim 10^{13}$ н/см² · с. Мощность такого реактора порядка 3 МВт.

Конечно, расчет реальных схем может ввести некоторые коррективы в приведенные оценки, однако по нашему мнению исследовательские реакторы такого типа являются перспективными для дальнейшей разработки. В настоящее время ведутся расчеты реальной схемы исследовательского реактора, состоящего из быстрого внут-

ренного бустера с обогащением топлива около 20 %, который окружен тепловой сборкой.

Полученные данные показывают, что в подкритических системах, управляемых ускорите-

лями, могут быть достигнуты потоки нейтронов, достаточные для осуществления самого широкого спектра задач, поставленных перед исследовательским реактором.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Вишневецький І.М., Давидовський В.В., Гриник Е.У. та ін. Основні положення концепції нового багатопільового дослідницького ядерного реактора // Ядерная и радиационная безопасность. - 2006. - № 4. - С. 5 - 9.
2. Применко Г.И., Стрижак В.И., Чикаи И.Д., Старичкай Т. 14 МэВ нейтроны - пути увеличения выхода нейтронов и стабильности его во времени // Изв. вузов. Физика. - 1988. - Т. 31, № 5. - С.17 - 31.
3. Verbeke J.M., Leung K.N., Vujic J. Development of a Sealed-Accelerator-Tube Neutron Generator // Applied Radiation and Isotopes. - 2000. - Vol. 53. - P. 801 - 809.
4. Daniel H., Petrov Yu.V. Subcritical fission reactor driven by the low power accelerator // Nucl. Instr. & Meth. A. - Vol. 373. - P. 131.
5. Бабенко В.А., Енковський Л.Л., Павлович В.Н., Путирина Е.А. О подкритическом нейтронном усилителе на основе обогащенного урана // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. - 2002. - № 6. - С.13 - 48.
6. Study of one-zone subcritical amplifiers of neutron flux involving enriched uranium / V.A. Babenko, V.I. Gulik, L.L. Jenkovszky, V.N. Pavlovich, E.A. Pupirina // Problems of Atomic Science and Technology. - 2005. - No. 6. - P. 122 - 126.
7. Briesmeister J. MCNP General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4C. LA-13709-M.

ДОСЛІДНИЦЬКИЙ ПІДКРИТИЧНИЙ РЕАКТОР

В. О. Бабенко, В. І. Гулік, В. М. Павлович

На сьогоднішній день в Україні розроблено концепцію проектування та будівництва дослідницького реактора нового покоління та наукового ядерного центру [1]. У концепції передбачено будівництво реактора басейнового типу з тепловою потужністю 20 - 30 МВт та з потоком нейтронів в активній зоні порядку $4 \cdot 10^{14}$ н/см² · с. При розробці концепції не передбачались аналіз альтернативних типів реакторів і, тим більше, розробка фізичного проекту такого реактора. У той же час у світовій літературі інтенсивно обговорюються інноваційні проекти реакторів IV покоління, а саме підкритичні системи, керовані прискорювачами (Accelerated Driven Systems – ADS). Навіть поверхневий аналіз таких систем показує перспективність їх використання в якості дослідницьких реакторів. Одним з оптимальних рішень для цієї мети може бути реактор, який складається з підкритичної збірки та досить потужного нейтронного генератора.

THE RESEARCH SUBCRITICAL REACTOR

V. O. Babenko, V. I. Gulik, V. M. Pavlovych

At present, the conception of design and construction of new research reactor and scientific nuclear centre in Ukraine is developed [1]. In this conception the construction of the pool type reactor with heat power 20 - 30 MW and with neutron flux in the core about $4 \cdot 10^{14}$ n/(cm² · s) is provided. The conception development does not assume an analysis of alternative types of reactors and, moreover, the design of a physical project of this alternative reactor. At the same time, the innovation projects of the reactors of forth generation are intensively discussed in the world scientific literature, particularly, the subcritical assemblies driven by accelerators (Accelerated Driven Systems). Even the superficial analysis of such systems shows their perspective using as research reactors. One of the optimal decision for this goal is a reactor consisted with a subcritical assembly and powerful neutron generator.

Поступила в редакцію 10.12.07,
после доработки – 03.04.08.