

P2-2001-124

С.А.Бзнути¹, В.С.Барашенков, В.М.Жамкочян¹,
А.Полянски², А.Н.Соснин, А.Г.Худавердян¹

**МОНТЕ-КАРЛОВСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ
ПАРАМЕТРОВ ПОДКРИТИЧЕСКОГО
КАСКАДНОГО РЕАКТОРА,
ОСНОВАННОГО НА ЖИДКОСОЛЕВОЙ
И ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОЙ ТЕХНОЛОГИИ**

Направлено в журнал «Атомная энергия»

¹Ереванский государственный университет, Армения
E-mail: bznuni@armenia.com, achudav@server.physdep.r.am

²Институт ядерных проблем им. А.Солтана, Свек, Польша

1. Введение

Оценки, данные различными авторами (см. [1-2], где можно найти подробную библиографию), убеждают в том, что подкритические электроядерные системы, управляемые сильноточными ускорителями, являются перспективным направлением в решении проблем безопасности ядерной энергетики и трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов.

В работах [3-4] на примере стандартных однореакторных систем было показано, что создание достаточно экономичной и безопасной атомной электростанции вполне реально уже с использованием серийных энергетических реакторов и протонных ускорителей с токами, не превышающими 8-10 МА.

Однако существенно более широкие перспективы открывает использование «каскадных» двухреакторных подкритических систем, включающих в себя основной энергетический тепловой реактор и промежуточный реактор-бустер на быстрых нейтронах, который позволяет снизить ток протонов на порядок, а наличие и быстрой, и тепловой зон дает возможность эффективно трансмутировать всю палитру ядерных отходов.

Качественные оценки возможностей подобных систем в одnogрупповом приближении были рассмотрены в работе [5]. В работе [6] выполнено более точное монте-карловское моделирование установки такого типа, основанной на конструкции реактора ВВЭР-1000, подтвердившее основные выводы работы [5]. Однако надо заметить, что использование реакторов с твердым горючим, таких как ВВЭР-1000, для трансмутации связано с некоторыми проблемами [7-10]:

- 1) загрузка долгоживущих отходов и удаление стабильных и короткоживущих продуктов деления,
- 2) ограниченная глубина выгорания, связанная с радиационным повреждением ТВЭЛов,
- 3) ограниченная концентрация актинидов в топливных матрицах, обусловленная вариациями линейной мощности и взаимодействием горючего с конструкционными материалами,
- 4) модификация активной зоны, связанная с изменяющимся составом горючего,
- 5) большой запас реактивности,
- 6) отравление продуктами деления.

В настоящей работе моделирование методом Монте-Карло применяется для изучения параметров подкритической системы, содержащей в качестве основного блока жидкосолевой графитный реактор типа MSBR-1000, трансмутационные преимущества которого базируются на возможности применения в режиме "on-line" газ-фторидной технологии переработки горючего, отличающейся низкими ценами и наименьшим выходом отходов, и способности использовать любую нуклидную композицию — $U^{233, 235}$, Pu и младшие актиниды без особых модификаций активной зоны [11,12].

2. Основные характеристики системы

Принципиальная схема установки показана на рис.1. Она состоит из

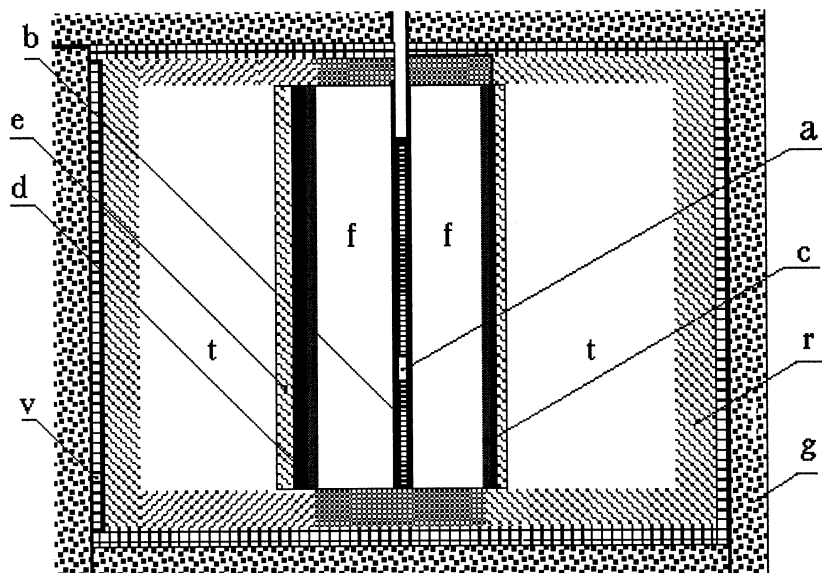


Рис. 1. Схема подкритической электроядерной установки: *a* - мишень, *b* - защитная оболочка, *c* - кадмиевый экран, *d* - изолирующая зона, *e* - графит, *f* - активная зона быстрого бустера, *t* - активная зона теплового реактора, *r* - графитовый отражатель, *v* - корпус реактора, *g* - бетон. Мишень из свинцово-висмутовой эвтектики (44,5-55,5 масс.%), облучаемая протонами, генерирует нейтроны в окружающую ее активную зону бустера, состоящую из гексагональных ТВС БН-350 с длиной, равной высоте активной зоны MSBR-1000

реактора-бустера на быстрых нейтронах, работающего в жестком нейтронном спектре, и реактора на тепловых нейтронах, производящего основную часть энергии и используемого в качестве трансмутатора.

Конструктивно этот реактор является внешним по отношению к бустерному и отделен от него кадмиевым экраном-вентилем для исключения проникновения тепловых нейтронов в зону бустера.

Протонный пучок бомбардирует свинцово-висмуттовую мишень, расположенную в центре бустера и являющуюся источником нейтронов, которые рождаются в высокоэнергетических реакциях расщепления, испарения и деления образующихся при этом высоковозбужденных ядер.

Использование свинцово-висмуттовой эвтектики обусловлено ее следующими особенностями [13-15]: 1) Возможность использования при высоких энергиях. При компактных твердых мишенях максимальная мощность пучка ограничена способностью охлаждения мишени. В жидких металлических мишенях среда может циркулировать на внешних теплообменниках, исключая тем самым необходимость охлаждения рабочего объема мишени. 2) Высокая эффективность конверсии протонного пучка в нейтроны благодаря большему атомному номеру, большей плотности и низкому сечению поглощения нейтронов. 3) В отличие от твердых мишеней, только контейнер эвтектики и окно мишени, отделяющее вакуумный объем ускорителя от контейнера с эвтектикой, имеют ограничение на срок эксплуатации, обусловленное индуцированной радиоактивностью. 4) Свинцово-висмуттовая эвтектика имеет низкое давление и точку кипения выше 1600 °С. При комнатной температуре она находится в твердом состоянии, тем самым уменьшая вероятность неконтролируемой утечки радиоактивных материалов, когда жидкость в мишени перемещается и охлаждается.

Основные параметры моделируемой системы приведены в таблице. Диаметры оболочек ТВЭЛов сохранены такими же, как в БН-350. Это позволяет существенно увеличить эффективную площадь "излучения" нейтронов из бустера и упрощает конструкцию системы, т.к. высота обеих зон (тепловой и быстрой) оказывается одинаковой.

В качестве топлива для бустерной зоны предполагается использовать диоксид урана, в качестве конструкционного материала - нержавеющей сталь. Теплоъем осуществляется с помощью жидкой эвтектики свинец-висмут (44,5-55,5 масс.%). Работая в подкритическом

режиме, бустерный блок существенно увеличивает количество поступающих из мишени быстрых нейтронов, повышая тем самым их поток внутри подкритического реактора на тепловых нейтронах, аналогичного по своей конструкции реактору MSBR-1000 [16].

Параметры моделируемой системы

Радиус активной зоны бустера	57 см
Радиус тепловой зоны	219,5 см
Высота активной зоны реактора	396 см
Радиус мишени	8,5 см
Толщина бетона	100 см
Толщина графитного отражателя	60 см
Максимальный нейтронный поток в тепловой зоне	$10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$

В качестве топлива и теплоносителя в тепловой зоне предполагается использовать гомогенную смесь расплавленных солей фторидов лития, бериллия, тория, циркония и урана ${}^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-\text{ZrF}_4-\text{UF}_4$. Применение чистого изотопа ${}^7\text{Li}$ обусловлено малым сечением поглощения нейтронов, а добавка ZrF_4 по молярному соотношению $\text{Zr}/\text{U}=5$ обусловлена тем, что она предотвращает окисление урана (последний очень трудно растворяем) [17-18]. Использование гомогенной смеси расплавленных солей имеет следующие преимущества [17-21]:

- 1) Малая избыточная реактивность из-за практического отсутствия отравления и «on-line» перезагрузки.
- 2) Внешнее охлаждение и жидкое состояние горючего позволяют с максимальной эффективностью оптимизировать конструкцию активной зоны.
- 3) Наименьшая концентрация продуктов деления.
- 4) Отсутствие экзоэнергетических реакций между горючим, промежуточным теплоносителем, воздухом, конструкционными материалами.
- 5) Радиационная стабильность расплавленных солей на 5 порядков выше, чем у воды.
- 6) Расплавленные соли имеют низкие давления паров при высоких температурах, сокращая необходимость в толстостенных трубах и корпусах.
- 7) Жидкое горючее может перемещаться через насосы и трубы, устраняя необходимость в сложных механизмах оперирования горючим.
- 8) Отработанное горючее не требует подготовки к переработке, которая осуществляется в режиме «on-line»;
- 9) бридинг на топливном цикле U-Th.

Вместе с тем надо отметить, что по причине реакций (n, α) на изотопе ${}^6\text{Li}$, который всегда присутствует в соли благодаря ($n, 2n$) реакциям на ${}^7\text{Li}$, и ($n, n\alpha$) реакций на ${}^7\text{Li}$ в первом контуре появляется тритий. Для предотвращения проникновения трития в парогенератор во втором контуре в качестве теплоносителя предполагается использовать NaF-NaBF_4 . В этом случае тритий можно эффективно задерживать с $\text{Na}_2\text{B}_2\text{F}_6\text{O}$, который присутствует во вторичном контуре в качестве NaBF_3OT [19,22]. Выбор этих солей обусловлен главным образом еще и их адекватными термофизическими свойствами (точка плавления, вязкость, теплоемкость и проводимость), совместимостью с конструкционными материалами и низкими ценами по сравнению с солями, базирующимися на ${}^7\text{Li}$.

В качестве конструкционного материала предполагается использовать модифицированный сплав Hastelloy-N, что обусловлено двумя основными соображениями. Во-первых, Hastelloy-N подвергается радиационному охрупчиванию по причине аккумуляции гелия и, в меньшей степени, водорода на граничных микронеровностях [23] в результате (n, α) и (n, p) реакций тепловых нейтронов на нестабильном ${}^{59}\text{Ni}$, который содержится в Hastelloy-N, и (n, α) реакций на примесях бора. Для разрешения этой проблемы корпус реактора защищается 76-см графитовым отражателем, а состав Hastelloy модифицируется добавкой главным образом Ti, а также Nb, Zr и Hf для предотвращения миграции гелия [24,25]. Во-вторых, в корпусе реактора из Hastelloy-N на внутренней стороне образуются маленькие трещины, обусловленные присутствием теллура (последний является продуктом деления) на граничных микронеровностях [23,26]. Устранение этой проблемы достигается регулированием окислительного потенциала и модификацией состава Hastelloy-N – добавкой Nb [25].

Поскольку режимы работы блоков t и f (см. рис. 1) различаются по давлению и температуре, предусмотрена промежуточная область d . Слой графита c толщиной 10 см использован в качестве замедлителя для нейтронов из бустера и частичного отражателя для нейтронов из тепловой зоны.

На внешней стороне области d расположен кадмиевый слой-вентиль толщиной 3 см. Для предотвращения проникновения в активную зону бустера радиоактивных ядер-фрагментов, образующихся при взаимодействии первичного протонного пучка с мишенью, предусмотрена стальная прослойка b толщиной 1 см.

3. Метод расчета

Для расчета параметров системы использовалась программа CASCAD [27,28] с библиотекой адрон-ядерных сечений [29], описывающая транспорт частиц в веществе и основанная на каскадно-испарительной модели адрон-ядерных взаимодействий (с учетом высокоэнергетического деления) [30,31]. Перенос нейтронов низкой энергии ($E < 10,5$ МэВ) также моделировался с помощью программы CASCAD, дополненной программными модулями, позволяющими определять относительные скорости нейтронов и ядер среды в области термализации нейтронов (собственные скорости ядер моделировались в соответствии со спектром Максвелла - Больцмана) и соответствующие им сечения взаимодействия нейтронов с ядрами среды [32]. В расчете использовались библиотеки нейтронных сечений [33-34]. В каждой из зон (см. рис. 1) среда гомогенизировалась с учетом находящихся в данной зоне горючего, теплоносителя и конструкционных материалов.

Для проверки точности расчета коэффициента размножения нейтронов $k_{эфф}$ использовалась программа MCNP4B [35] с библиотекой нейтронных сечений DLC-189.

4. Результаты моделирования

На рис. 2 показана зависимость электрической мощности системы и тока ускорителя от коэффициента мультипликации $k_{эфф}$ при энергии пучка $E_p = 1$ ГэВ.

Мощность системы определялась из условия, что величина потока нейтронов в тепловой зоне ограничена значением $\Phi \leq 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, что будет вполне достаточным для трансмутации радиоактивных отходов.

Предполагалось, что в изучаемой системе коэффициент преобразования тепловой энергии в электрическую равен 44% [16,36]. Из рисунка видно, что рассматриваемая система может производить энергию в безопасном режиме при $k_{эфф} = 0,94 \div 0,98$ и в то же время при имеющемся в ней потоке нейтронов эффективно трансмутировать ядерные отходы при технически доступном сегодня уровне ускорительной техники (см. [36-37]) (максимальный поток нейтронов в тепловой зоне $\Phi_{max} = 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, в быстрой зоне - $\Phi_{max} = 5,12 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$).

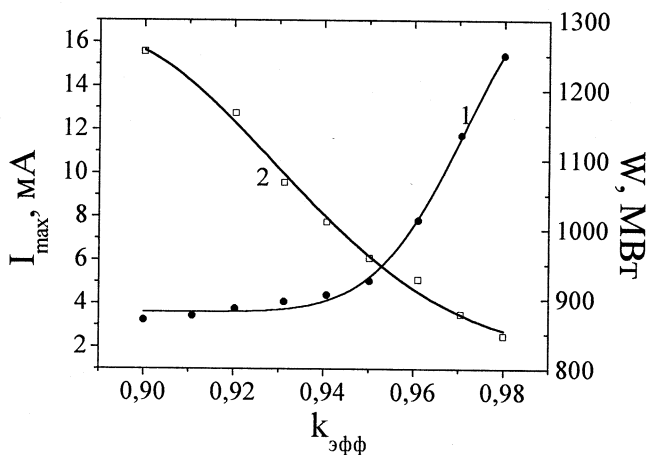


Рис. 2. Электрическая мощность системы (1) и ток ускорителя (2), в зависимости от $k_{эфф}$ при максимальном потоке нейтронов в тепловой зоне $10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$

В частности, при $k_{эфф}=0,96$ максимальная электрическая мощность $W=1067$ МВт, а необходимый ток протонов $5,1$ мА. При $k_{эфф}=0,98$ мощность системы соответственно равна $W=1210$ МВт, а ток протонов всего лишь $2,9$ мА. Такие параметры достижимы при современном уровне развития ускорительной техники [38, 39].

На рис. 3 и 4 представлены зависимости коэффициента усиления энергии G от энергии пучка протонов при $k_{эфф}=0,960 \pm 0,001$ и от величины $k_{эфф}$.

Коэффициент усиления G определяется как отношение электрической мощности системы к мощности, потребляемой ускорительным блоком.

Из рис. 3 видно, что величина G практически выходит на плато при энергии протонов $1-1,5$ ГэВ (на этот эффект уже обращалось внимание в работах [40-42]).

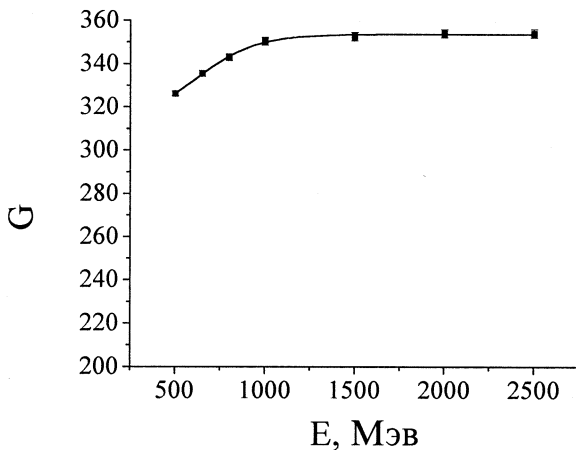


Рис. 3. Коэффициент усиления энергии в зависимости от энергии пучка при $k_{эфф}=0,960\pm 0,001$

При энергии $E=1$ ГэВ и $k_{эфф}=0,96$ коэффициент усиления мощности $G=351$. Уменьшение коэффициента усиления энергии при переходе в область низких энергий объясняется резким возрастанием ионизационных потерь первичных протонов.

Однако надо заметить, что, как и в стандартных однореакторных системах [40,42], переход от энергии $E=1$ ГэВ к $E=500$ МэВ приводит к уменьшению коэффициента усиления G всего лишь примерно на 7%. Этот факт может иметь существенное значение при выборе энергии пучка протонов ввиду значительного ($\sim E^2$) уменьшения стоимости ускорительного блока.

Следует подчеркнуть, что характеристики реакторной системы на основе MSBR-1000 существенно превосходят соответствующие характеристики системы на основе ВВЭР-1000. В частности (см. рис. 4), коэффициент усиления мощности и ток ускорителя при $k_{эфф}=0,98$ для MSBR - $G=416$, $I_{max}=2,9$ мА, а для ВВЭР — $G=215$, $I_{max}=5,3$ мА [6].

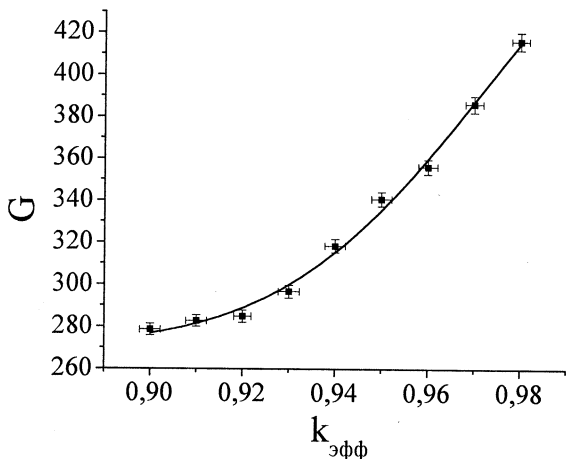


Рис. 4. Коэффициент усиления энергии в зависимости от $k_{эфф}$

Основным фактором, ответственным за этот эффект, является более равномерное энерговыделение по всему объему реактора, что, в свою очередь, обусловлено смещением максимума в распределении нейтронного потока (см. рис. 5) к периферии активной зоны MSBR-1000. Как было отмечено в [3-4], таким свойством в подкритическом режиме должны обладать все реакторы с минимальным исходным запасом реактивности.

Если "коммерческую мощность" реактора определить как

$$W_{com} = W_{ADS} - W_{acc},$$

где W_{ADS} - электрическая мощность электроядерной системы, а W_{acc} - электрическая мощность, затрачиваемая на работу ускорителя, и принять во внимание, что непроизводительные потери мощности в ускорителе составляют 2/3 от потребляемой мощности, то при энергии пучка протонов 1 ГэВ и коэффициенте мультипликации $k_{эфф}=0,98$ мощность ускорителя $W_{acc}=8,7$ МВт, а коммерческая мощность реактора $W_{com}=1201,3$ МВт.

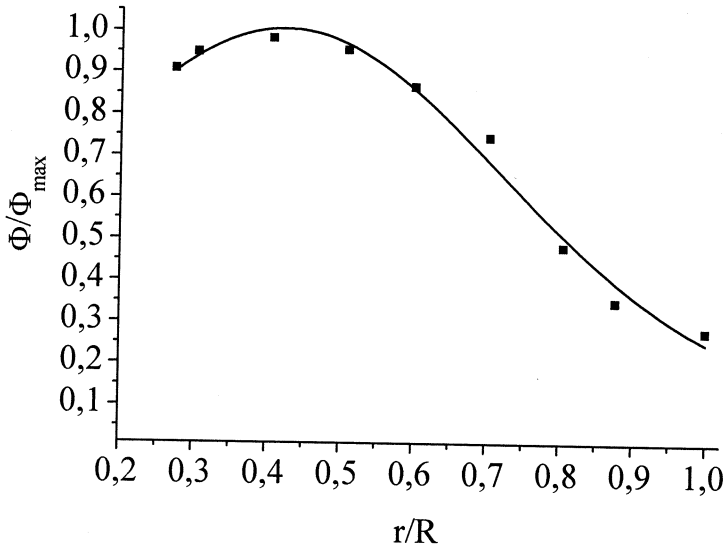


Рис.5. Распределение нейтронного потока в активной тепловой зоне системы на основе MSBR-1000 при $k_{эфф}=0,98$

Заметим, что сравнительный анализ результатов расчета $k_{эфф}$ с использованием программ CASCAD и MCNP4B при том же обогащении показывает, что разность между ними уменьшается от 1% до 0,1% при возрастании $k_{эфф}$ от 0,9 до 0,98.

Один из авторов (Б.С.А.) благодарит дирекцию ЛИТ ОИЯИ в лице профессора И.В. Пузынина и Э.А. Айряна за помощь в работе.

Один из авторов (Б.В.С.) благодарен Российскому фонду фундаментальных исследований (проект 00-01-00307) за поддержку развития программного комплекса.

Литература

- [1] *Proc. of the 3rd International Conference on ADTTA*, June 7-11,1999, Praha.
- [2] *Proc. of the 10th International Conference on Emerging Nuclear Systems*, September 28, 2000, Petten.

- [3] **Жамкочян В.М., Худавердян А.Г.** *Серийные энергетические реакторы в подкритическом режиме.* Изв. НАН Армении, Физика, 1998, т.33, с. 31-40.
- [4] **Khudaverdyan A.G., Zhamkochyan V.M.** *Choosing the Optimal Parameters of Subcritical Reactors Driven by Accelerators.* Preprint ICTP TC/IR/98/1, 1998.
- [5] **Бзнуни С.А., Жамкочян В.М., Худавердян А.Г.** *Параметры двухреакторных систем, управляемых ускорителями.* Атомная энергия, 2000, том 88, вып. 4, с. 316-319.
- [6] **Бзнуни С.А., Барашенков В.С., Жамкочян В.М., Полянски А., Соснин А.Н., Худавердян А.Г.** *Монте-карловское моделирование электроядерных процессов в каскадном подкритическом реакторе.* Препринт ОИЯИ Р2-2000-137, 2000.
- [7] **Ignatiev V.V., Alekseev P.N., Menshikov L., Pruakov V., Subbotine S.A.** *Molten salt technology for long-range and wide-scale nuclear energy system.* Proc. of the Second International Conference on ADTT'A, June 3-7, 1996, Kalmar, Sweden.
- [8] **Subbotine S.A., Alekseev P.N., Ignatiev V.V. et al.** *Harmonization of fuel cycles for long-range and wide-scale nuclear energy system,* Proc. of the Global'95 conference, 1995, vol. 1, pp.199-206.
- [9] **Devell L., Ignatiev V.V.** *Waste management and disposal strategies for present and future power options - comparison of safety features,* *ibid.,* pp. 158-170.
- [10] **Baestle L.H., De Raedt Ch.** *Comparative assessment of actinide and risk-reduction strategies by P&T versus direct disposal,* *ibid.,* pp. 149-157.
- [11] **Martinot L.** *Molten-salt chemistry of actinides,* *in: Hand book on the physics and chemistry of the actinides,* Amsterdam, North-Holland, 1991, vol. 6, pp. 241-252.
- [12] **Thoma R.E.** *Chemical feasibility of fueling molten salt reactors with PuF₃.* Report ORNL- TM-2256, Oak Ridge, Tennessee, 1968, October.
- [13] **Gromov B.F., Orlov Ju. I., Gylevskiy V.A.** *Physics-chemical Properties of Pb-Bi Eutectic, Used as Coolant for Liquid Metall Target.* Proc. of the Second International Conference on ADTT'A, June 3-7, 1996, Kalmar, Sweden.
- [14] **Klimov N.N., Stepanov V.S., Kutanov V.A., Pantiushin A.B.** *Development of the Target Circuit with Lead-Bismuth Coolant for*

- Conditions the LANSCE Accelerator.* Proc. of the 3rd International Conference on ADTT`A, June 7-11, 1999, Praha.
- [15] **Shubin Yu. N., Ignatyuk A.V., Konobeyev A.Yu., Lunev V.P., Kulikov E.V.** *The Analysis of Energy Release, Beam Attenuation, Radiation Damage, Gas Production and Accumulation of Long-Lived Activity in Pb and Pb-Bi Targets.* Proc. of the Second International Conference on ADTT`A, June 3-7, 1996, Kalmar, Sweden.
- [16] **Дементьев Б.А.** *Ядерные энергетические реакторы.* М. Энергоатомиздат. 1996.
- [17] **Toth L.M., Gat U., Del Cul G.D., Dai S., Williams D.F.** *Review of ORNL`s MSR Technology and Status.* Proc. of the Second International Conference on ADTT`A, June 3-7, 1996, Kalmar, Sweden.
- [18] **Williams D.F., Del Cul G.D., Toth L.M.** *Molten Salt Fuel Cycle Requirements for ADTT Applications.* Proc. of the 3rd International Conference on ADTT`A, June 7-11, 1999, Praha.
- [19] **Venneri F., Williamson M.A., Ning L.** *The Los Alamos Accelerator - Driven Transmutation (ATW) of Nuclear Waste Concept Development of the ATW Target/Blanket System.* Proc. of the Second International Conference on ADTT`A, June 3-7, 1996, Kalmar, Sweden.
- [20] **Ignatiev V.V. et al.** *MSRs: perspectives and problems,* Moscow, Energoatomizdat, 1990.
- [21] **Mac Pherson H.G.** *Development of materials and systems for the molten-salt reactor concept,* Reactor technology, 1972, vol. 15, pp. 136-154.
- [22] **Mays G.T., Smith A.N., Engel J.R.** *Distribution and Behavior of Tritium in the Coolant-Salt Technology Facility.* Oak Ridge Nat. Lab. Rept. ORNL-TM-5759, Apr., 1977.
- [23] **Robertson R.C. et al.** *Conceptual Design Study of a Single-Fluid Molten-Salt Breeder Reactor.* Oak Ridge Nat. Lab. Rept. ORNL-4511, June, 1971.
- [24] **Brasky D.N., Leitnaker J.M.** *Homogenization of Ti-Hastelloy-N.* Metallurgical Transactions A 10A, 427, 1979.
- [25] **DeVan J.H. et al.** *Materials Considerations for Molten Salt Accelerator-based Plutonium Conversion Systems.* Proc. of Int. Conf. on ADTT`A, Las Vegas, NV, p. 476, 1994.
- [26] **Engel J.R. et al.** *Conceptual Design Characteristics of a Denatured Molten-Salt Reactor with Through Fueling.* Oak Ridge Nat. Lab. Rept. ORNL-TM-7207, July, 1980.
- [27] **Барашенков В.С.** *Статистическое моделирование межъядерных*

каскадов, иницируемых частицами высоких энергий. Препринт ОИЯИ Р2-81-364, 1981.

- [28] **Barashenkov V.S.** *Monte Carlo simulation of ionization and nuclear processes initiated by hadron and ion beams in media*. Comp. Phys. Comm., 2000, v. 126, p. 28.
- [29] **Barashenkov V.S., Gudowski W., Polanski A.** *Integral High-Energy Nucleon-Nucleus Cross-Sections for Mathematical Experiments with Electronuclear Facilities*. Proc. of the 3rd International Conference on ADTT`A, June 7-11, 1999, Praha.
- [30] **Barashenkov V.S., Toneev V.** *Interaction of High Energy Particles and Nuclei*. Atomizdat, Moscow, 1972.
- [31] **Барашенков В.С и др.** *Взаимодействие частиц и ядер высоких и сверхвысоких энергий с ядрами*, УФН, 1973, т. 109, с. 91.
- [32] **Барашенков В.С., Левчук Л. Г., Соснин А.Н., Шмаков С.Ю.** *Характеристики электроядерных мишеней, содержащих воду*. Атомная энергия, 1994, т.77, вып.6, с. 419-424.
- [33] **Абагян Л. П. и др.** *Групповые константы для расчета ядерных реакторов*. М.: Атомиздат, 1981.
- [34] **Хохлов В. Ф., Савоськин М. Н.** *Вопросы атомной науки и техники*. Сер. ядерные константы. 1972, вып. 8, ч. 3, с. 328.
- [35] **Briesmeister Yu.** *A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*. Report LA- 12625-M, Los-Alamos, March 1997.
- [36] **Bowman C.** *Sustained Nuclear Energy without Weapons or Reprocessing Using Accelerator-Driven Systems*. Proc. of the 3rd International Conference on ADTT`A, June 7-11, 1999, Praha.
- [37] **Garcia-Sanz J.M., Embid M., Fernandez R., Gonzalez E.** *Isotopic Composition Simulation of the Sequence of Discharges from a Thorium TRU`s, Lead Cooled, ADS*. Proc. of the 3rd International Conference on ADTT`A, June 7-11, 1999, Praha.
- [38] **Mandrillon P., Fietier N., Rubbia C.** *A High Intensity Cyclotron Complex for Driving the Energy Amplifier*. Proc. of the Second International Conference on ADTT`A, June 3-7, 1996, Kalmar, Sweden
- [39] **Murin B.P., Batskikh G.I., Belugin V.M., Bondarev B.I., Durkin A.P., Fedotov A.P., Ivanov Yu.D., Kononov V.A., Shumakov I.V., Uksusov N.I.** *Superconducting Devices Use in High Current Linear Proton Accelerators for Energy Purposes*. Proc. of the Second International Conference on ADTT`A, June 3-7, 1996, Kalmar, Sweden.

- [40] **Туманян Р.А., Худавердян А.Г.** *Подкритический ядерный реактор средней мощности, управляемый ускорителем.* Изв. НАН Армении, Физика, 1994, т.1-2, с. 58-60. Атомная энергия, т.79, вып. 1, 1995, с. 74-76.
- [41] **Andriamonje S., Angelopoulos A., Apostolakis A. et al.** *Experimental determination of energy generated in nuclear cascades by a high energy beam.* Physics Letters, B 348, 1995, p. 697-709.
- [42] **Барашенков В.С., Шелаев И.А.** *Электроядерные усилители энергии с низкоэнергетическими пучками протонов.* Атомная энергия, т.85, вып. 5, 1998, с. 409-411.

Рукопись поступила в издательский отдел
7 июня 2001 года.

Монте-карловское моделирование параметров
подкритического каскадного реактора, основанного
на жидкосолевой и жидкометаллической технологии

В работе исследуются характеристики подкритического каскадного реактора, управляемого ускорителем и состоящего из первичной свинцово-висмутовой мишени, основного реактора с конструкцией, аналогичной реакторам на расплавленных солях (MSBR), и реактора-бустера с конструкцией, аналогичной активной зоне жидкометаллического реактора БН-350. Посредством моделирования методом Монте-Карло показано, что рассматриваемый реактор обеспечивает безопасные режимы работы ($k_{эфф} = 0,94 - 0,98$), способен эффективно трансмутировать ядерные отходы, на порядок снижает требования на ток ускорителя. Расчеты показывают, что максимальный поток нейтронов в тепловой зоне $10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, в быстрой зоне $5,12 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ при $k_{эфф} = 0,98$ и токе протонов в пучке ускорителя $I = 2,1 \text{ мА}$.

Работа выполнена в Лаборатории информационных технологий ОИЯИ.

Препринт Объединенного института ядерных исследований. Дубна, 2001

Перевод авторов

Monte-Carlo Modeling of Parameters
of a Subcritical Cascade Reactor Based on MSBR
and LMFBR Technologies

Parameters of a subcritical cascade reactor driven by a proton accelerator and based on a primary lead-bismuth target, main reactor constructed analogously to the molten salt breeder (MSBR) reactor core and a booster-reactor analogous to the core of the BN-350 liquid metal cooled fast breeder reactor (LMFBR). It is shown by means of Monte-Carlo modeling that the reactor under study provides safe operation modes ($k_{eff} = 0.94 - 0.98$), is capable to transmute effectively radioactive nuclear waste and reduces by an order of magnitude the requirements on the accelerator beam current. Calculations show that the maximal neutron flux in the thermal zone is $10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, in the fast booster zone is $5.12 \cdot 10^{15} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ at $k_{eff} = 0.98$ and proton beam current $I = 2.1 \text{ mA}$.

The investigation has been performed at the Laboratory of Information Technologies, JINR.

Preprint of the Joint Institute for Nuclear Research. Dubna, 2001

Редактор А.Н.Шабашова. Макет Н.А.Киселевой

Подписано в печать 22.06.2001
Формат 60 × 90/16. Офсетная печать. Уч.-изд. л. 1,35
Тираж 430. Заказ 52728. Цена 1 р. 35 к.

Издательский отдел Объединенного института ядерных исследований
Дубна Московской области