

P2-2002-27

С. А. Бзнуни¹, В. М. Жамкочян¹, А. Г. Худавердян¹,
В. С. Барашенков, А. Н. Соснин, А. Полянски²

**МОНТЕ-КАРЛОВСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ
ПАРАМЕТРОВ ДВУХРЕАКТОРНЫХ
ЭЛЕКТРОЯДЕРНЫХ СИСТЕМ**

Направлено в журнал «Атомная энергия»

¹Ереванский государственный университет, Армения
E-mail: bznuni@armenia.com, achudav@server.physdep.r.am
²Институт ядерных проблем, Польша

1. Введение

Дальнейшее развитие ядерной энергетики зависит от решения двух основных задач: *повышения уровня безопасности и разработки эффективных методов трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов, нераспространение технологий и материалов, пригодных для создания ядерного оружия и формирования положительного общественного климата доверия по отношению к ядерным технологиям.* Это неизбежно как в плане целесообразности, так и в связи с возрастающими энергетическими потребностями развивающейся экономики. С одной стороны, налицо угрожающее накопление CO_2 в атмосфере, имеющее место в результате сжигания нарастающего количества углеводородного топлива, которое приведет к глобальным экологическим катаклизмам. С другой стороны, привлекают явные экономические преимущества (самые низкие тарифы), получаемые странами с атомной энергетикой, и энергетическая независимость, с которой напрямую связана обороноспособность страны.

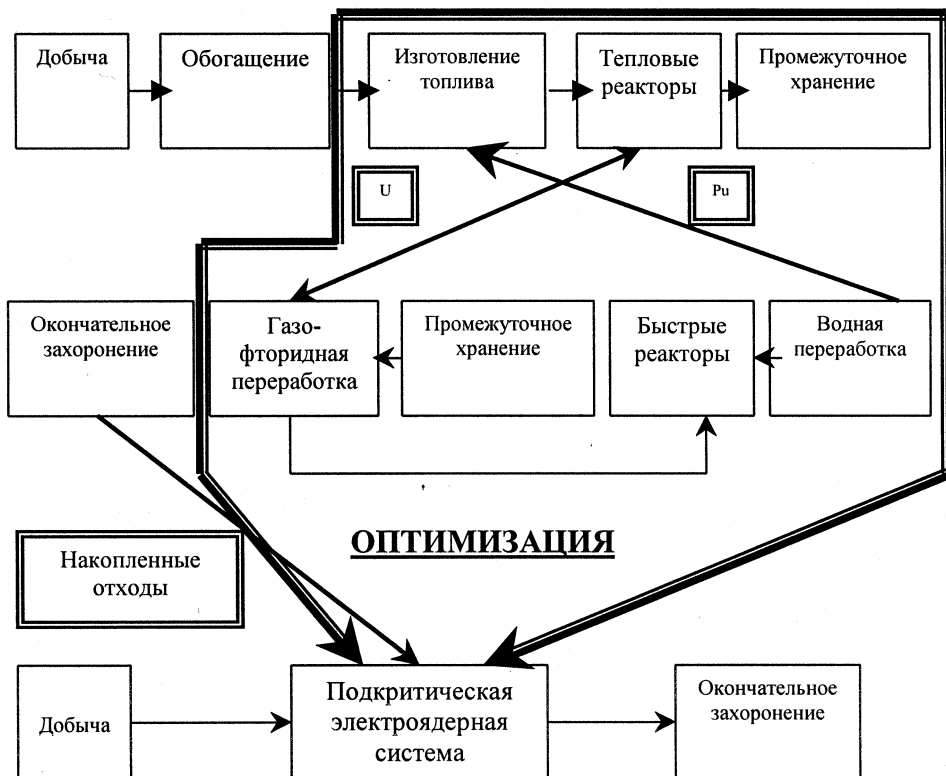
По оценкам различных авторов (см. [1-2] для детальной библиографии) подкритические электроядерные системы, управляемые сильноточными ускорителями, являются наиболее перспективным направлением в решении проблем безопасности ядерной энергетики и трансмутации ядерных отходов.

Электроядерные установки представляются уникальными с точки зрения трансмутации радиоактивных отходов: они позволяют сжечь не только свои собственные радиоактивные отходы, но и принять на себя уничтожение таких отходов с других систем, в том числе - уже накопленных атомной энергетикой.

Для управляемых ускорителями подкритических электроядерных реакторов защиты не требуется систем контроля и аварийной, кроме того, они позволяют существенным образом упростить инфраструктуру топливного цикла, исключая тем самым необходимость огромных капитальных вложений и текущих расходов. На рис.1 представлены существующий топливный цикл со сложной и дорогой инфраструктурой, который характеризуется низкой эффективностью использования добытого урана на уровне 1%, и новый, оптимизированный, топливный цикл, который на порядок улучшает эффективность использования добытого урана и существенно сокращает необходимую инфраструктуру, поскольку в таких системах

нет необходимости удаления продуктов деления и рециркуляции актиноидов ввиду практического отсутствия ограничения на глубину выгорания топлива, что обусловлено отсутствием конструктивных

ДЕЙСТВУЮЩИЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ



НОВЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

Рис. 1. Оптимизированный топливный цикл

материалов в активной зоне системы [3]. В результате по предварительным оценкам стоимость производимой ими электроэнергии оказывается значительно дешевле, чем на действующих АЭС и тепловых электростанциях, не говоря уже о несравненно большей экологической чистоте окружающей среды.

Надо еще отметить, что в настоящее время в качестве ядерного топлива используется, в основном, уран, а в быстрых реакторах в составе топлива MOX наряду с ураном может использоваться плутоний. В некоторых реакторах для генерации ^{233}U используется торий ^{232}Th . Однако надо заметить, что доля делящегося изотопа ^{235}U составляет примерно 0,071% от природных ресурсов, а накопление ^{233}U ограничено. К этому надо добавить, что используется не всё топливо, которое загружается в реактор. Как правило, это зависит от глубины выгорания для данного типа реактора. В результате в настоящее время эффективность использования природных ресурсов потенциальных ядерных горючих составляет менее 1%, и в связи с этим остро стоит вопрос трансмутации отработанного ядерного топлива и использования новых видов ядерного топлива, которые в обыкновенных критических реакторах не могут поддерживать цепную реакцию, однако могут использоваться в подкритических ядерных реакторах, управляемых ускорителем.

В работах [4-5] на основе стандартных однореакторных систем было показано, что создание достаточно экономичной и безопасной атомной электростанции может быть реализовано с использованием серийных энергетических реакторов и протонных ускорителей с токами, не превышающими 9-15 мА. Однако такие системы обладают очевидными недостатками: малой удельной мощностью, большими токами пучков протонов и фиксированной жесткостью спектра нейтронов.

Однако существенно более широкие перспективы открывает использование каскадных двухреакторных подкритических систем, состоящих из реактора-бустера на быстрых нейтронах, работающего в жестком нейтронном спектре, и реактора на тепловых нейтронах, производящего основную часть энергии, который позволяет в принципе снизить ток протонов на порядок, а наличие и быстрой, и тепловой зоны позволяет эффективно трансмутировать всю палитру ядерных отходов.

Качественные оценки возможностей подобных систем в одnogрупповом приближении были рассмотрены в работе [6]. В настоящей работе моделирование методом Монте-Карло применяется для изучения параметров подкритической системы, содержащей в качестве основного блока базовые энергетические реакторы - ВВЭР-1000, MSBR-1000, CANDU-6.

2. Основные характеристики систем

Общий вид подкритической электроядерной системы показан на рис. 2, а принципиальная схема - на рис. 3.

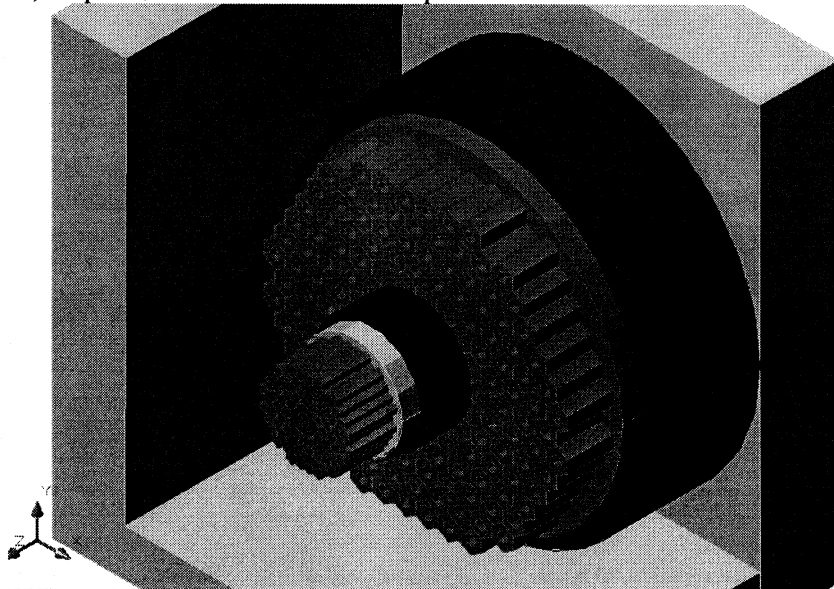


Рис 2. Общий вид каскадной подкритической электроядерной системы

Она включает в себя основной энергетический тепловой реактор и промежуточный реактор-бустер на быстрых нейтронах.

Конструктивно этот реактор является внешним по отношению к бустерному и отделен от него термомеханической изолирующей зоной, так как режимы работы быстрой и тепловой зон t и f (см. рис. 3) различаются композицией, давлением и температурой рабочей среды, и кадмиевым экраном-вентилем для исключения проникновения тепловых нейтронов в активную зону бустера [3,7].

Мишень из свинцово-висмутовой эвтектики (44,5-55,5 масс.%), расположенная в центре бустера, облучаемая протонным пучком, генерирует нейтроны, рождающиеся в высокоэнергетических реакциях расщепления, испарения и деления образующихся при этом высоковозбужденных ядер. Эти нейтроны попадают в окружающую ее активную зону бустера, состоящую из гексагональных ТВС БН-350 с длиной, равной высоте активной зоны теплового блока t . Диаметры

оболочек ТВЭЛов сохранены такими же, как в БН-350. Это позволяет существенно увеличить «утечку» нейтронов из быстрой зоны в тепловую за счет увеличения эффективной площади "излучения" нейтронов и упрощает конструкцию системы, т.к. высота обеих зон (тепловой и быстрой) оказывается одинаковой.

Для предотвращения проникновения в активную зону бустера радиоактивных ядер-фрагментов, образующихся при взаимодействии первичного протонного пучка с мишенью, предусмотрена стальная прослойка *b* толщиной 1 мм.

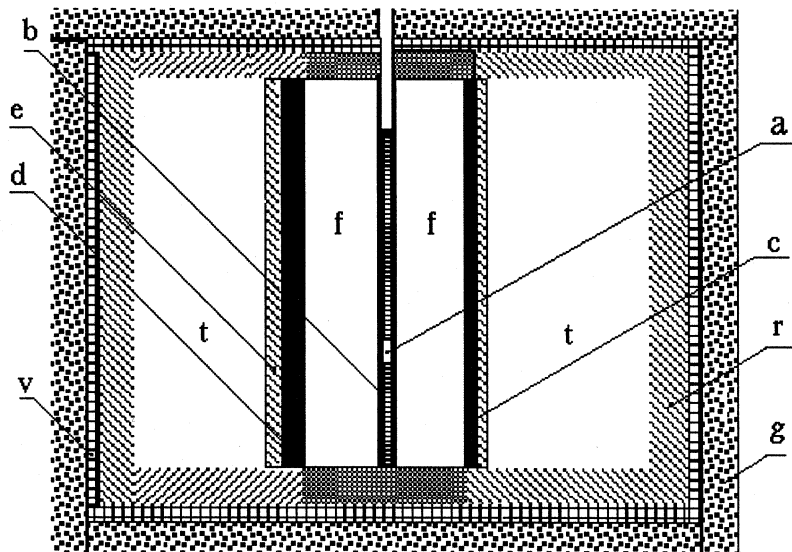


Рис. 3. Схема подкритической электроядерной установки: *a* - мишень, *b* - защитная оболочка, *c* - кадмиевый экран, *d* - изолирующая зона, *e* - слой промежуточного замедлителя, *f* - активная зона быстрого бустера, *t* - активная зона теплового реактора, *r* - отражатель, *v* - корпус реактора, *g* - бетон

Целесообразность выбора свинцово-висмутовой эвтектики базируется на ее следующих физико-химических и термодинамических особенностях, позволяющих в наиболее полной степени удовлетворить требованиям безопасности и эффективности [8-12]:

1) Возможность использования при высоких энергиях протонного пучка. В случае использования компактных твердых мишеней максимальная мощность пучка ограничена способностью

охлаждения мишени. В жидких металлических мишенях среда циркулирует через внешние теплообменники, исключая тем самым необходимость охлаждения рабочего объема мишени;

2) Высокой эффективностью конверсии протонного пучка в нейтроны, благодаря большому атомному номеру, большей плотности и низкому сечению поглощения нейтронов. Благодаря большому Z получается более жесткий спектр, что способствует более эффективной тансмутации актинидов в быстрой зоне.

3) Отрицательные обратные связи по пустотному и температурному коэффициенту реактивности;

4) В отличие от твердых мишеней только корпус мишени, содержащей свинцово-висмутую эвтектику, и окно мишени, отделяющее вакуумный объем ускорителя от контейнера с эвтектикой, имеют ограничение срока эксплуатации, обусловленное индуцированной радиоактивностью. Однако, как показано в работе [13], принципиально возможно создание контура жидкометаллической мишени реакторов, управляемых ускорителями, без установки охлаждаемой теплоносителем заглушки на входном патрубке подвода частиц от ускорителя в мишень, т.е. без так называемого окна, с помощью закрутки потока теплоносителя в мишени;

5) Радиационная стойкость;

6) Слабая химическая активность;

7) Свинцово-висмутая эвтектика, обладающая низким запасом потенциальной энергии в разогретом состоянии и точкой кипения выше 1600°C , дает возможность иметь небольшое давление в первом контуре при высокой температуре. Это позволяет исключить тепловой взрыв реактора, упростить конструкцию и повысить ее надежность, уменьшить толщину стенок и не вводить ограничения на скорость изменения температуры по условиям термоциклической прочности, что обеспечивает работу реакторной установки в маневренном режиме. При комнатной температуре она находится в твердом состоянии, тем самым уменьшая вероятность неконтролируемой утечки радиоактивных материалов, когда жидкость в мишени перемещается и охлаждается;

8) Свинцово-висмутая эвтектика слабо взаимодействует с воздухом, водой и водяным паром, исключая тем самым возможность возникновения взрывов и пожаров при разгерметизации контура и контакте теплоносителя с воздухом, а также при течи парогенератора.

9) Попадание воды или пара в активную зону бустера и связанная с этим возможность опрессовки термомеханической изолирующей зоны исключается схемой циркуляции эвтектики, при которой пузыри пара и капли воды восходящим потоком сплава выбрасываются на свободный уровень эвтектики. При этом происходит эффективная сепарация пара в газовом объеме первого контура над уровнем сплава, откуда пар поступает в систему работающих на пассивном принципе аварийных конденсаторов.

10) Невозможность выкипания свинцово-висмутовой эвтектики при разгерметизации первого контура и его свойство удерживать продукты деления (кроме инертных газов) и актиноиды резко снижают последствия такой аварии по сравнению с другими системами.

Основные параметры моделируемой системы приведены в таблице.

Характеристики моделируемых систем

Параметр	ВВЭР-100	MSBR-1000	CANDU-6
Радиус активной зоны бустера	57 см	57см	57см
Радиус тепловой зоны	158 см	219,5 см	314 см
Высота активной зоны реактора	350 см	396 см	594 см
Радиус мишени(Pb-Bi)	8,5 см	8,5 см	8,5 см
Толщина бетона	500 см	100 см	100 см
Отражатель	20см (вода)	60см (графит)	50см (графит)
Горючее	Обогащенный уран	${}^7\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-ZrF}_4\text{-U(Pu)F}_4^*$	Природный уран

* добавка ZrF_4 по молярному соотношению $\text{Zr/U}=5$ обусловлена тем, что она предотвращает окисление урана (последний очень трудно растворям) [14-15].

В качестве конструкционного материала предполагается использовать нержавеющую сталь. Теплосъем осуществляется с помощью жидкой эвтектики свинец-висмут (44,5-55,5 масс.%). Функционируя в подкритическом состоянии, бустерный блок существенно увеличивает количество поступающих из мишени быстрых нейтронов и при подавленной обратной связи тепловых

нейтронов повышает тем самым их поток внутри подкритического реактора на тепловых нейтронах, аналогичного по своей конструкции тепловому реактору.

Разумеется, подобный «деформированный» быстрый реактор-бустер по своим термодинамическим характеристикам отличается от серийного БН-350, однако в данной постановке задачи идентичность активной зоны f не имеет принципиального значения.

В качестве основных реакторов каскадной подкритической элементарной системы моделировались три основных типовых реактора – ВВЭР-1000[16,7], MSBR-1000[16,3], CANDU-6[17].

Однако надо заметить, что использование реакторов с твердым горючим, таких, как ВВЭР и CANDU, для трансмутационных целей связано некоторыми серьезными проблемами [18-21]:

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

В этом плане более перспективной является подкритическая система, содержащая в качестве основного блока жидкосолевого графитный реактор типа MSBR-1000[3], трансмутационные преимущества которого базируются на возможности использования в режиме "on-line" газо-фторидной технологии переработки горючего с низкими ценами и наименьшим выходом отходов и способностью использовать любую нуклидную композицию — $U^{233, 235}$, Pu и младших актиноидов без особых модификаций активной зоны [22,23].

Надо отметить, что использование гомогенной смеси солей обусловлено и еще следующими важными, с точки зрения внутренне присущей безопасности и эффективной трансмутации, преимуществами [20-21,24-27]:

- 1) Малая избыточная реактивность благодаря практическому отсутствию 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 или 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 для переработки, которая осуществляется в режиме «on-line».

9) Бридинг на топливном цикле U-Th.

10) Отрицательный температурный коэффициент реактивности.

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, α) - реакциям на ${}^7\text{Li}$, в первом контуре появляется тритий, для предотвращения проникновения которого в парогенератор во втором контуре в качестве теплоносителя предполагается использовать NaF-NaBF₄ [24,27].

В качестве конструкционного материала предполагается использовать модифицированный сплав Hastelloy-N для предотвращения радиационного охрупчивания [28] (добавка главным образом Ti, а также Nb, Zr и Hf [29,30]) и образованию на внутренней стороне корпуса маленьких трещины, обусловленных присутствием теллура на граничных микронеровностях [28,31](регулирование окислительного потенциала и модификация состава Hastelloy-N – добавка Nb [30]).

3. Метод расчета

Для расчета параметров системы использовалась программа CASCAD [32,33] с библиотекой адрон-ядерных сечений [34], описывающая транспорт частиц в веществе и основанная на каскадно-испарительной модели адрон-ядерных взаимодействий (с учетом высокоэнергетического деления) [35,36]. 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 [37]. В расчете использовались библиотеки нейтронных сечений [38-39]. 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 [40] с библиотекой нейтронных сечений DLC-189.

4. Результаты моделирования

В результате изучения свойств каскадных подкритических систем можно констатировать следующие основные свойства:

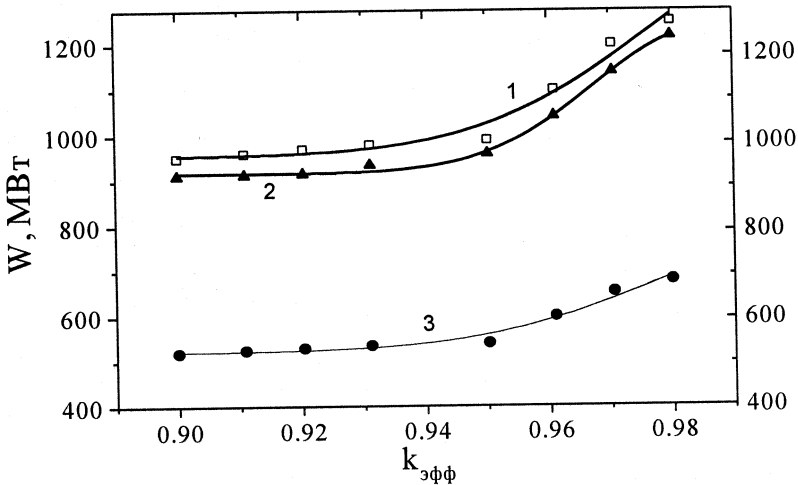


Рис.4. Максимальная электрическая мощность каскадной электроядерной системы на основе реконструированных стандартных реакторов MSBR-1000(1), ВВЭР(2) и CANDU-6(3)

1) Рассматриваемые системы, функционируя в безопасном режиме ($k_{эфф}=0,94\pm 0,98$), обладают существенно большими мощностями во всем диапазоне $k_{эфф}$ по сравнению с аналогичными системами без промежуточного быстрого реактора-бустера, и в то же время при имеющемся в них потоке нейтронов - $\Phi^{max}=10^{14}\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$ могут эффективно трансмутировать ядерные отходы [41-42] при технически доступном сегодня уровне ускорительной техники (см. рис.4). Мощность системы определялась из условия, что величина потока нейтронов в тепловой зоне ограничена значением $\Phi\leq 10^{14}\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$. В частности, при $k_{эфф}=0,98$ максимальная мощность системы на основе жидкосолевого реактора MSBR-1000 $W=1250$ МВт, что почти в два раза превышает аналогичные характеристики стандартных одnoreакторных систем;

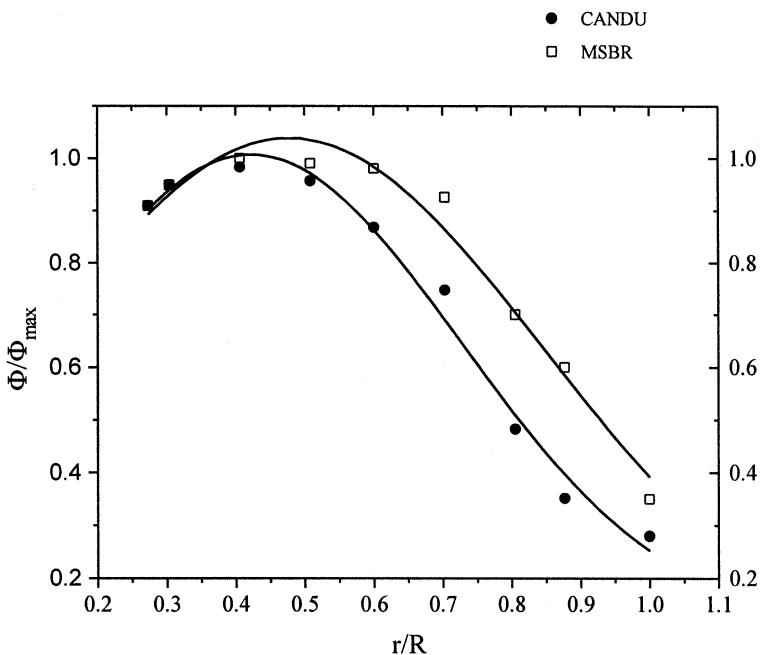


Рис.5. Распределение нейтронного потока в активной тепловой зоне системы на основе MSBR-1000 и CANDU-6 при $k_{эфф}=0,98$

2) В случае перевода реакторов с начальной относительно малой положительной реактивностью в подкритический режим наблюдается появление максимума, смещенного к периферии в распределении нейтронов (см. рис. 5), приводя к выравниванию поля потока нейтронов, следовательно, к более равномерному выгоранию топлива, т.е. к большому энерговыделению (этим и объясняется предыдущий эффект).

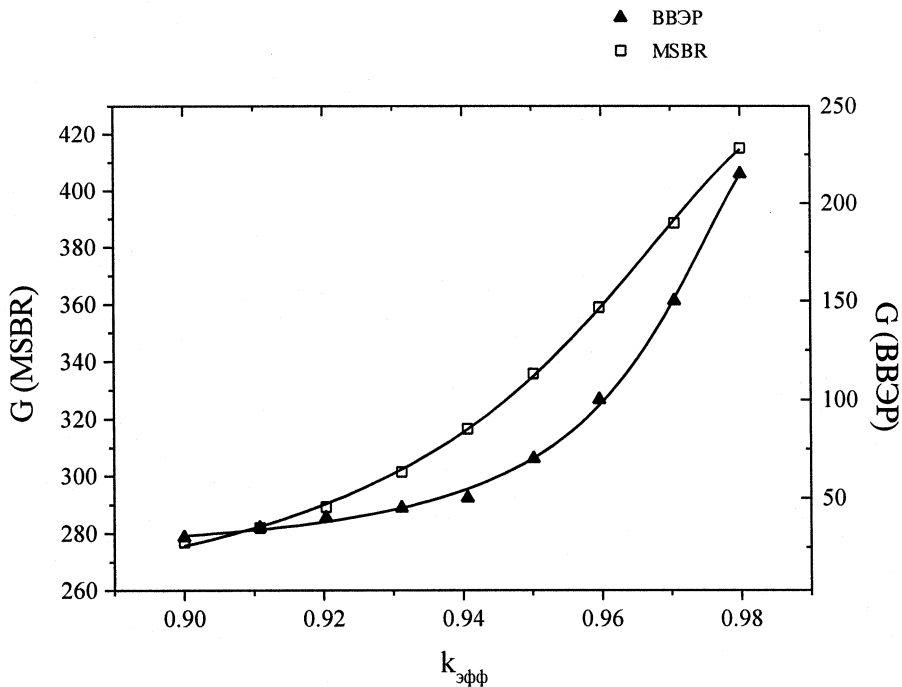


Рис. 6. Коэффициент усиления энергии в зависимости от $k_{эфф}$ при энергии ускорения протонов $E_p=1$ ГэВ для систем на основе MSBR-1000 и BBЭР-1000

3) Существенно большие коэффициенты усиления энергии во всем диапазоне $k_{эфф}$ по сравнению с аналогичными одореакторными системами без бустера (см.рис. 6) и соответственно существенно меньшие токи ускорителя (см.рис. 7),

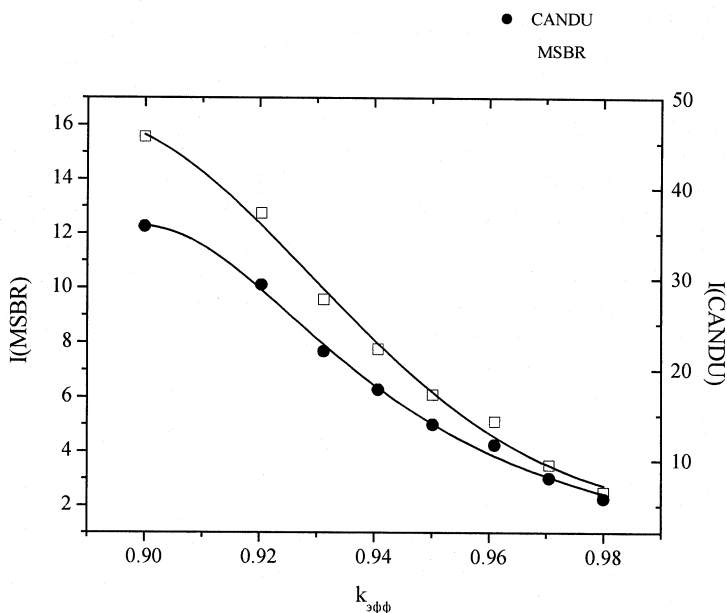


Рис. 7. Ток ускорителя системы на основе реконструированных стандартных реакторов MSBR-1000 и CANDU-6 в зависимости от $k_{эфф}$

Коэффициент усиления G определяется как отношение электрической мощности системы к мощности, потребляемой ускорительным блоком (при расчетах принималось, что непроизводительные потери мощности в ускорителе составляют $2/3$ от потребляемой мощности).

В частности, для системы на основе MSBR-1000 при $k_{эфф}=0,98$ коэффициент усиления $G=415$, а необходимый ток протонов всего лишь 2,9 мА. Такие параметры достижимы при современном уровне развития ускорительной техники [43-45].

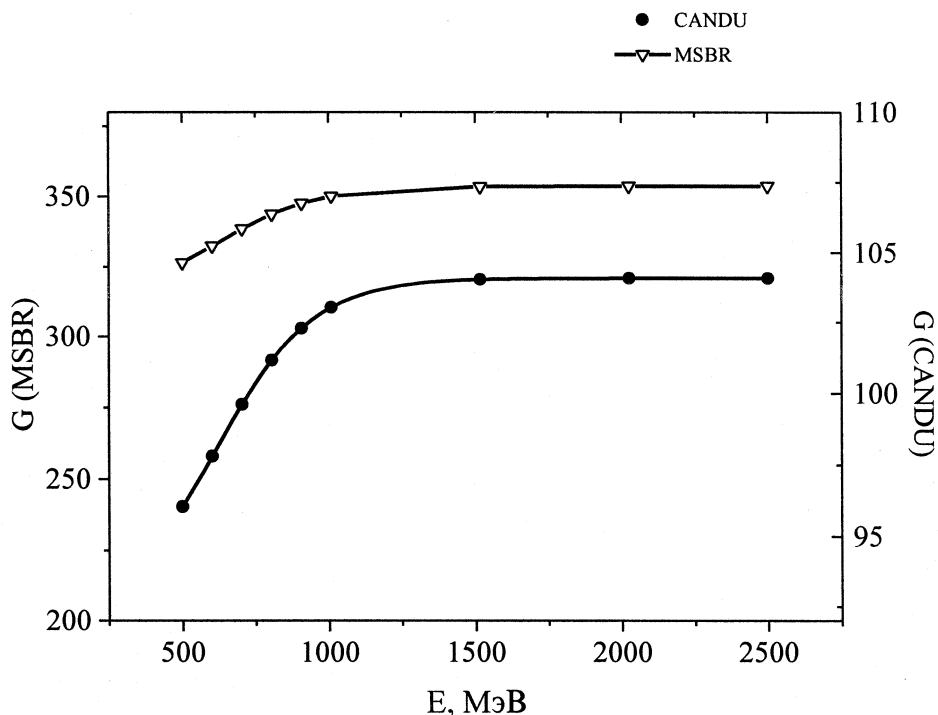


Рис. 8. Коэффициент усиления энергии в зависимости от энергии пучка при $k_{эфф}=0,960\pm 0,001$ для систем на основе реконструированных стандартных реакторов MSBR-1000 и CANDU-6

4) Независимость коэффициента выигрыша энергии G от энергии ускорителя в области 1-2,5 ГэВ (на этот эффект уже обращалось внимание в работах [46-48]) (см.рис. 7);

5) Соотношение $G(E_2)/G(E_1)$ не зависит от системы и от $k_{эфф}$, где E энергия протонного пучка.

Уменьшение коэффициента усиления энергии при переходе к области низких энергий объясняется резким возрастанием ионизационных потерь первичных протонов.

Однако надо заметить, что, как и в стандартных однореакторных системах [46,48], 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.

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

Авторы (Б.С.А., Х.А.Г., Ж.В.М.) выражают свои благодарности дирекцию ЛИТ ОИЯИ в лице профессора И.В. Пузынина и Э.А. Айрына за помощь в работе.

Литература

- [1] *Proc. of the 3-rd International Conference on ADTT'A*, June 7-11, 1999, Praha
- [2]. *Proc. of the 10-rd International Conference on Emerging Nuclear Systems*, September 28, 2000, Petten
- [3] **Бзнуни С.А., Барашенков В.С., Жамкочян В.М., Полянски А., Соснин А.Н., Худавердян А.Г.** Монте-карловское моделирование параметров подкритического каскадного реактора, основанного на жидкосолевой и жидкометаллической технологии. Препринт ОИЯИ P2-2001-124, 2001.
- [4] **Жамкочян В.М., Худавердян А.Г.** Серийные энергетические реакторы в подкритическом режиме. Изв. НАН Армении, Физика, 1998, т.33, с. 31-40
- [5] **Khudaverdyan A.G., Zhamkochyan V.M.** *Choosing the Optimal Parameters of Subcritical Reactors Driven by Accelerators*. Preprint ICTP TC/IR/98/1, 1998
- [6] **Бзнуни С.А., Жамкочян В.М., Худавердян А.Г.** Параметры двухреакторных систем, управляемых ускорителями. Атомная энергия, 2000, том 88, вып. 4, с. 316-319.
- [7] **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 P2-2000-137, 2000
- [8]. **Gromov V.F., Orlov Ju. I., Gylevskiy V.A.** *Physics - chemical Properties of Pb - Bi Eutectic, Used as Coolant for Liquid Metal Target*. Proc. of the Second International Conference on ADTT'A, June 3-7, 1996, Kalmar, Sweden.

- [9] **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 3 -rd International Conference on ADTT'A, June 7-11,1999, Praha.
- [10] **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.
- [11] **Громов Б.Ф., Орлов Ю.И., Тошинский Г.И., Чекунов В.В.** *Ядерные энергетические установки с теплоносителем свинец-висмут.* Атомная энергия, 1996, том 81, вып. 5, с. 340-347.
- [12] **Venneri F., Williamson M., Ning L., Houts M., Morley R., Beller D., Sailor W., Lawrence G.** *Disposition of Nuclear Waste Using Subcritical Accelerator-Driven Systems: Technology Choices and a Possible Implementation Scenario.* Los Alamos Report LA-UR 98-985, July,1998
- [13] **Безносов А.В., Вешняков К. Б., Серов В.Е.** *Основные концепции контура жидкометаллической мишени ректоров, управляемых ускорителями.* Атомная энергия, 1996, том 81, вып. 3, с. 202-206.
- [14] **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
- [15] **Williams D.F., Del Cul G.D., Toth L.M.** *Molten Salt Fuel Cycle Requirements for ADTT Applications.* Proc. of the 3 -rd International Conference on ADTT'A, June 7-11,1999, Praha.
- [16] **Дементьев Б.А.** *Ядерные энергетические реакторы.* М. Энергоатомиздат. 1996.
- [17] **Pivovarov V.** *Advanced Light Water Reactors (PWR, BWR) and Heavy Water Reactors Core Concepts and Some Aspects of Core Physics Calculations:* Preprint ICTP H4.SMR/1056-31, 1998
- [18] **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.
- [19]. **Subbotine S.A., Alekseev P.N., Ignatiev V.V. e.a.** *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.

- [20]. **Devell L., Ignatiev V.V.**, *Waste management and disposal strategies for present and future power options - comparison of safety features*, *ibid.*, pp. 158-170.
- [21]. **Baestle, L.H., De Raedt, Ch.**, *Comparative assessment of actinide and risk-reduction strategies by P&T versus direct disposal*, *ibid.*, pp. 149-157.
- [22]. **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.
- [23] **Thoma, R.E.** *Chemical feasibility of fueling molten salt reactors with PuF₃*. Report ORNL- TM-2256, Oak Ridge, Tennessee, 1968, October.
- [24] **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
- [25] **Ignatiev, V.V. e.a.** *MSRs: perspectives and problems*, Moscow, Energoatomizdat, 1990.
- [26] **Mac Pherson, H.G.** *Development of materials and systems for the molten-salt reactor concept*, *Reactor technology*, 1972, vol. 15, pp. 136-154.
- [27] **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
- [28] **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
- [29] **Brasky D.N., Leitnaker J.M.** *Homogenization of Ti-Hastelloy-N*. Metallurgical Transactions A 10A, 427, 1979
- [30] **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
- [31] **Engel J.R. at al.** *Conceptual Design Characteristics of a Denatured Molten-Salt Reactor with Through Fueling*. Oak Ridge Nat. Lab. Rept. ORNL-TM-7207, July, 1980
- [32] **Барашенков В.С.** *Статистическое моделирование межъядерных каскадов, инициируемых частицами высоких энергий*. Препринт ОИЯИ Р2-81-364, 1981.

- [33] **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.
- [34] **Barashenkov V.S., Gudowski W, Polanski A.** *Integral High-Energy Nucleon -Nucleus Cross-Sections for Mathematical Experiments with Electronuclear Facilities.* Proc. of the 3 -rd International Conference on ADTT`A, June 7-11,1999, Praha.
- [35] **Barashenkov V.S., Toneev V.** *Interaction of High Energy Particles and Nuclei.* Atomizdat, Moscow, 1972.
- [36] **Барашенков В.С и др.** *Взаимодействие частиц и ядер высоких и сверхвысоких энергий с ядрами, УФН, 1973, т. 109, с, 91*
- [37] **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.
- [38] **Абагян Л. П. и др.** *Групповые константы для расчета ядерных реакторов.* М.: Атомиздат, 1981.
- [39] **Хохлов В. Ф., Савоськин М. Н.** *Вопросы атомной науки и техники.* Сер. Ядерные константы. 1972, вып. 8, ч. 3, с. 328.
- [40] **Briesmeister Yu.** *A General Monte Carlo N-Particle Transport Code.* Report LA- 12625-M, Los-Alamos, March 1997.
- [41] **Bowman C.** *Sustained Nuclear Energy without Weapons or Reprocessing Using Accelerator-Driven Systems.* Proc. of the 3 -rd International Conference on ADTT`A, June 7-11,1999, Praha.
- [42] **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 3 -rd International Conference on ADTT`A, June 7-11,1999, Praha.
- [43] **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
- [44] **Murin B.P, Batskikh G.I., Belugin V.M., Bondarev B.I., Durkin A.P., Fedotov A.P., Ivanov Yu.D., Konovalov 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
- [45] **Klein H.** *Spallation neutron sources.* Proc. of the Intern.Linac.Conf., 21-26 Aug. 1994, Tsukuba, Japan, v.1, p.322-327

- [46] **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
- [47] **Andriamonje S., Angelopoulos A., Apostolakis A.** *at all Experimental determination of energy generated in nuclear cascades by a high energy beam.* Physics Letters, В 348, 1995, p. 697-709
- [48] **Барашенков В.С., Шелаев И.А.** *Электроядерные усилители энергии с низкоэнергетическими пучками протонов.* Атомная энергия, т.85, вып. 5, 1998, с. 409-411

Получено 20 февраля 2002 г.

Монте-карловское моделирование параметров
двухреакторных электроядерных систем

Методом Монте-Карло моделируются электроядерные системы, состоящие из двух «каскадных» подкритических зон: жидкометаллического реактора на быстрых нейтронах, используемого в качестве бустера, и теплового реактора, в котором выделяется основная часть энергии. Рассмотрены реакторы типа ВВЭР-1000, MSBR-1000, CANDU-6. Рассматриваемые системы, функционируя в безопасном режиме ($k_{эфф} = 0,94 - 0,98$), обладают существенно большими предельными мощностями во всем диапазоне $k_{эфф}$ по сравнению с аналогичными системами без промежуточного быстрого реактора-бустера, и в то же время при имеющемся в них потоке тепловых нейтронов $\Phi^{max} = 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ и наличии и быстрой, и тепловой зон такие системы могут эффективно трансмутировать всю палитру ядерных отходов, снижая требования к величине тока протонов в пучке примерно на порядок. Особенно существенным образом это проявляется в случае, когда жидкосольевые тепловые реакторы-размножители рассматриваются в качестве основной энергопроизводящей зоны.

Работа выполнена в Лаборатории информационных технологий ОИЯИ.

Препринт Объединенного института ядерных исследований. Дубна, 2002

Перевод авторов

Monte-Carlo Simulation of the Features
of Bi-Reactor Accelerator Driven Systems

Parameters of accelerator-driven systems containing two «cascade» subcritical assemblies (liquid metal fast reactor, used as a neutron booster, and a thermal reactor, where main heat production is taking place) are investigated. Three main reactor cores analogous to VVER-1000, MSBR-1000 and CANDU-6 reactors are considered. Functioning in a safe mode ($k_{eff} = 0,94 - 0,98$) these systems under consideration demonstrate much larger capacity in the wide range of k_{eff} in comparison with analogous systems without intermediate fast booster reactor and simultaneously having the density of thermal neutron flux equal to $\Phi^{max} = 10^{14} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ and operating with the fast and thermal zones they are capable to transmute the whole scope of nuclear waste reducing the requirements on the beam current of the accelerator by one order of magnitude. It seems to be the most important in case when molten salt thermal breeder reactor cores are considered as a main heat generating zone.

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

Preprint of the Joint Institute for Nuclear Research. Dubna, 2002

Редактор *М. И. Зарубина*
Макет *Н. А. Киселевой*

ЛР № 020579 от 23.06.97.

Подписано в печать 04.03.2002.

Формат 60 × 90/16. Бумага офсетная. Печать офсетная.

Усл. печ. л. 1,18. Уч.-изд. л. 1,3. Тираж 425 экз. Заказ № 53159.

Издательский отдел Объединенного института ядерных исследований
141980, г. Дубна, Московская обл., ул. Жолио-Кюри, 6.