

8. Балашов С.М., Зоричев В.В., Коньков А.С. Опыт применения мощных электронагревателей в теплофизических экспериментах. — В сб.: Межд. конф. «Теплофизика-98». Обнинск, 26—29 мая, 1998, т. 1, с. 372—380.
9. Blaisdell J. PWR FLECHT Final Report. WCAP-7665, 1971.
10. Majed M., Norback G., Wiman P. e.a. Experience using individually supplied heater rods in critical power testing of advanced BWR fuel. NURETH-7, 1998, p. 2608—2920.
11. Балашов С.М., Коньков А.С., Землянухин В.В. Экспериментальное исследование повторного затопления в сборках тепловыделяющих стержней ВВЭР. — Теплоэнергетика, 1999, № 6, с. 26—32.
12. Ложкин В.В., Судницын О.А., Куликов Б.И. Результаты экспериментального исследования по повторному охлаждению на моделях ТВС реактора ВВЭР при заливе снизу. — В сб.: Межд. конф. «Теплофизика-98». Обнинск, 26—29 мая, 1998, т. 1, с. 389—399.
13. Status Report to the Advisory Committee on Reactor Safeguards in the Matter of Westinghouse Electric Company ECCS upper Head Injection Evaluation Model Conformance to 10 CFR50. Appendix K., 1976.
14. Безруков Ю.А., Логвинов С.А., Левчук С.В. и др. Создание полномасштабного макета кассеты реактора ВВЭР-440 для исследования температурного режима активной зоны на стадии повторного залива. — В сб.: Межд. конф. «Теплофизика-82». Карловы-Вары, 4—8 мая, 1982, т. 1, с. 124—128.
15. Ложкин В.В., Судницын О.А., Куликов Б.И. Результаты экспериментального исследования по повторному охлаждению на моделях ТВС реактора ВВЭР при заливе сверху и комбинированном заливе. — В сб.: Межд. конф. «Теплофизика-98». Обнинск, 26—29 мая, 1998, т. 1, с. 381—388.
16. Балашов С.М., Гордон Б.Г. Экспериментальное исследование повторного затопления модели кассеты ВВЭР-440. — В сб.: Теплогидравлические процессы в оборудовании АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1986, с. 21—27.
17. Tuomisto H. Large-scale air/water flow tests for separate effects during LOCAs in PWR. — In: Proc. Specialist Meeting on Small Break LOCA Analyses on LWR. Pisa, Italy, 23—27 June, 1985, v. 1, p. 149—162.
18. Габараев Б.А., Смолин В.Н., Соловьев С.Л. Принципы создания стендов-моделей для верификации теплогидравлических кодов для расчета энергетических реакторов. — В сб.: Теплофизические аспекты безопасности АЭС. Межд. конф. «Теплофизика-2001». Обнинск, 29—31 мая, 2001, с. 48—50.
19. Смолин В.Н., Шишов В.П., Емельянов А.И. и др. Электронагреватели для теплофизических моделей твэлов. — Атомная энергия, 2000, т. 89, вып. 6, с. 497—500.
20. Смолин В.Н., Балашов С.М. Опыт разработки и применения имитаторов твэлов для проведения теплофизических исследований. — В сб.: Межд. конф. «Теплофизика-95». Обнинск, ноябрь 21—24, 1995.
21. Митяев Ю.И., Токарев Ю.И., Соколов И.Н. и др. АС нового поколения с корпусным кипящим реактором повышенной безопасности. — Атомная энергия, 1992, т. 73, вып. 1, с. 13—19.

Поступила в Редакцию 6.02.02

УДК 621.039.7

ХАРАКТЕРИСТИКИ ДВУХРЕАКТОРНЫХ ЭЛЕКТРОЯДЕРНЫХ СИСТЕМ

*Бзнуни С.А., Жамкоян В.М., Худавердян А.Г. (Ереванский гос. ун-т, Армения),
Барашенков В.С., Соснин А.Н. (ОИЯИ), Полянски А.
(Институт ядерных проблем, Польша)*

На дальнейшее развитие ядерной энергетики влияет решение следующих основных задач: повышение безопасности и разработка эффективных методов трансмутации долгоживущих компонентов радиоактивных отходов, нераспространение технологии и материалов, пригодных для создания ядерного оружия, формирование положительного общественного климата доверия по отношению к ядерной технологии. 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 в результате сжигания нарастающего количества углеводородного топлива, которое приведет к глобальным экологическим катаклизмам. С другой, привлекают явные экономические преимущества (самые низкие тарифы), получаемые странами с развитой ядерной энергетикой, и энергетическая независимость, с которой напрямую связана обороноспособность страны.

По разным оценкам [1, 2] 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 отходов с других систем, в том числе уже накопленных.

Для управляемых ускорителями подкритических электроядерных реакторов не требуется систем контроля и аварийной защиты, кроме того, они позволяют существенным образом упростить инфраструктуру топливного цикла, исключая тем самым необходимость огромных капитальных вложений и текущих расходов. Существующий топливный цикл со сложной и дорогой инфраструктурой характеризуется низкой эффективностью использования добытого урана. Новый оптимизированный топливный цикл во много раз улучшает эффективность использования добытого урана и существенно сокращает необходимую инфраструктуру, поскольку в таких системах нет необходимости удаления продуктов деления и рециркуляции актиноидов ввиду отсутствия ограничения на глубину выгорания топлива, что обусловлено отсутствием конструкционных 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 отметить, что в настоящее время в качестве ядерного топлива применяется, в основном, уран, в быстрых реакторах в составе смешанного топлива наряду с ураном может использоваться плутоний. В некоторых реакторах для генерации ^{233}U служит ^{232}Th . Однако надо заметить, что доля делящегося ^{235}U составляет примерно 0,071 % природных ресурсов, накопление ^{233}U ограничено. К этому надо добавить, что используется не все 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 потенциального ядерного топлива составляет менее 1 %. В связи с этим остро стоит вопрос о трансмутации отработавшего ядерного топлива и внедрении новых видов топлива, которое в обыкновенных критических реакторах не может поддерживать цепную реакцию, однако может использоваться в подкритических ядерных реакторах, управляемых ускорителем.

Надо заметить, что стандартные однореакторные системы обладают очевидными недостатками: малой удельной мощностью, большим током пучков протонов и фиксированной жесткостью спектра нейтронов.

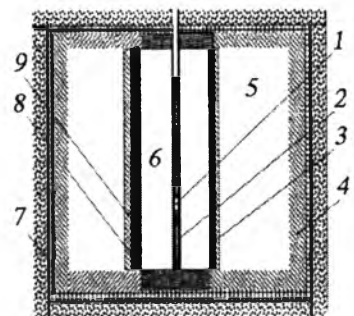
Существенно более широкие перспективы открывают каскадные двухреакторные подкритические системы, состоящие из реактора-бустера, работающего в жестком нейтронном спектре, и теплового реактора, производящего основную часть энергии, — они позволяют в принципе снизить ток протонов в 10 раз. Наличие и быстрой, и тепловой зон дает возможность эффективно трансмутировать ядерные отходы.

Надо заметить, что идея двухреакторных систем не нова [4—8]. В настоящее время рассматриваются два основных варианта: нептуниевый реактор-бустер [7] и реактор-бустер на расплавленных солях [8]. Заметим, что каскадное умножение при одинаковой подавленной обратной связи существенным образом зависит от k_{∞} бустера [5], однако обе указанные системы имеют ограничение на k_{∞} . Поэтому рассмотрим систему, включающую в себя бустер с ТВС БН-350, что обеспечивает максимальное значение k_{∞} и, следовательно, высокие выходные характеристики.

Качественные оценки возможностей подобных систем были рассмотрены в одногрупповом приближении в работе [9]. В настоящей работе моделирование методом Монте-Карло применяется для изучения параметров подкритической системы, содержащей в качестве основного блока базовые энергетические ВВЭР-1000, MSBR-1000, CANDU-6.



Р и с. 1. Общий вид каскадной подкритической электроядерной системы



Р и с. 2. Схема подкритической электроядерной установки: 1 — мишень; 2 — защитная оболочка; 3 — кадмиевый экран; 4 — отражатель; 5 — активная зона теплового реактора; 6 — активная зона быстрого реактора-бустера; 7 — корпус системы; 8 — изолирующая зона; 9 — слой промежуточного замедлителя

Общий вид подкритической электроядерной системы показан на рис. 1, принципиальная схема — на рис. 2. Она включает в себя основной энергетический тепловой реактор и промежуточный реактор-бустер на быстрых нейтронах. Конструктивно основной реактор является внешним по отношению к бустерному и отделен от него термомеханической изолирующей зоной, так как режимы работы быстрой и тепловой зон различаются композицией, давлением и температурой рабочей среды и кадмиевым экраном-вентилем для исключения проникновения тепловых нейтронов в активную зону бустера [3, 10].

Мишень из свинцово-висмутовой эвтектики (44,5—55,5% по массе), расположенная в центре бустера и 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, принятой в расчетах равной высоте активной зоны теплового блока. Диаметр оболочек твэлов сохранен таким же, как в БН-350. Это позволяет существенно увеличить утечку нейтронов из быстрой зоны в тепловую за счет увеличения эффективной площади поверхности быстрой зоны и упрощает конструкцию системы, так как 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 толщиной 1 мм.

Выбор свинцово-висмутовой эвтектики базируется на ее физико-химических и термодинамических особенностях, позволяющих в наиболее полной степени удовлетворить требования безопасности и эффективности [11—13]:

возможность использования при высокой энергии протонного пучка. В случае компактных твердых мишеней максимальная мощность пучка ограничена способностью охлаждения мишени. В жидких металлических мишенях среда циркулирует через внешние теплообменники, исключая необходимость охлаждения рабочего объема мишени;

высокая эффективность конверсии протонного пучка в нейтроны благодаря большому атомному номеру, большой плотности и низкому сечению поглощения нейтронов. Благодаря большому атомному номеру формируется более жесткий спектр, что способствует более эффективной трансмутации актиноидов в быстрой зоне;

отрицательные обратные связи по пустотному и температурному коэффициенту реактивности;

ограничения на срок эксплуатации, обусловленные индуцированной радиоактивностью, только для корпуса мишени, содержащей свинцово-висмутовую эвтектику, и окна, отделяющего вакуумный объем ускорителя от контейнера с эвтектикой. Однако, как показано в работе [13], с помощью закрутки потока теплоносителя в мишени принципиально возможно создание контура жидкометаллической мишени реакторов, управляемых ускорителями, без установки заглушки на входном патрубке подвода частиц от ускорителя в мишень, т.е. без окна, охлаждаемого теплоносителем;

радиационная стойкость;
слабая химическая активность;

небольшое давление в первом контуре при высокой температуре свинцово-висмутовой эвтектики вследствие низкого запаса потенциальной энергии в разогретом состоянии и точки кипения выше 1600 °С. Это позволяет исключить тепловой взрыв реактора, упростить конструкцию и повысить надежность, уменьшить толщину стенок и не вводить ограничения на скорость изменения температуры по условиям термодинамической 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;

слабое взаимодействие свинцово-висмутовой эвтектики с воздухом, водой и водяным паром, что исключает возможность возникновения взрывов и пожаров при разгерметизации контура и контакте теплоносителя с воздухом, а также при течи парогенератора;

исключение попадания воды или пара в активную зону бустера и связанной с этим опресовки термомеханической изолирующей зоны за счет схемы 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;

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

Основные параметры моделируемых систем приведены в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Характеристики моделируемых систем

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

*Добавка ZrF_4 по молярному соотношению $\text{Zr}/\text{U} = 5$ обусловлена предотвращением окисления урана (последний труднорастворим) [14].

В качестве конструкционного материала предполагается использовать нержавеющую сталь. Теплосъем осуществляется с помощью жидкой эвтектики свинец—висмут. Функционируя в подкритическом состоянии, бустерный блок существенно увеличивает количество поступающих из мишени быстрых нейтронов и при подавленной обратной связи по тепловым нейтронам повышает тем самым их поток внутри подкритического реактора на тепловых нейтронах, аналогичного по своей конструкции какому-либо тепловому реактору.

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

В качестве основных реакторов каскадной подкритической элекроядерной системы моделировали три основных типовых реактора — ВВЭР-1000 [10, 15], MSBR-1000 [3, 15], CANDU-6 [16]. Однако надо заметить, что использование реакторов с твердым топливом, таких, как ВВЭР и CANDU, для трансмутационных целей связано с некоторыми проблемами [3, 17, 18]:

- загрузка высокотоксичных долгоживущих компонентов отходов;
- ограниченная глубина выгорания, связанная с радиационным повреждением твэлов;
- ограниченная концентрация актиноидов в топливных матрицах, обусловленная вариациями линейной мощности и химическим взаимодействием топлива с конструкционными материалами;
- необходимость модификации активной зоны, связанной с изменяющимся составом топлива;
- большой запас реактивности;
- отравление продуктами деления.

В этом плане более перспективной является подкритическая система, содержащая в качестве основного блока жидкосолевого графитовый реактор типа MSBR-1000, трансмутационные преимущества которого базируются на возможности применения в режиме on-line газотермической технологии переработки топлива с низкими ценами, наименьшим выходом отходов и способностью использовать любую нуклидную композицию — ^{233}U , ^{235}U , Pu и Np , Am , Cm без особых модификаций активной зоны [3].

Использование гомогенной смеси солей обусловлено еще и следующими важными с точки зрения внутренне присущей безопасности и эффективной трансмутации преимуществами [3, 14, 17—19]:

- малая избыточная реактивность благодаря отсутствию отравления и перезагрузке в режиме on-line;
- оптимизация конструкции активной зоны за счет внешнего охлаждения и жидкого состояния топлива;
- наименьшая концентрация продуктов деления;
- отсутствие экзоэнергетических реакций между топливом, промежуточным теплоносителем, воздухом или конструкционными материалами;
- высокий уровень радиационной стабильности расплавленных солей, что в 10 тыс. раз выше, чем воды;
- низкое давление паров расплавленных солей при высокой температуре;
- устранение необходимости в сложных механизмах оперирования жидким топливом;
- снятие необходимости подготовки отработавшего топлива для переработки, которая осуществляется в режиме on-line;
- воспроизводство делящегося ^{233}U в уран-ториевом топливном цикле;
- отрицательный температурный коэффициент реактивности.

Вместе с тем надо отметить, что по причине (n, α)-реакций на ^6Li , который всегда присутствует в соли благодаря ($n, 2n$)-реакциям на ^7Li и ($n, n\alpha$)-реакциям на ^7Li , в первом контуре появляется тритий, для предотвращения проникновения которого в парогенератор во втором контуре в качестве теплоносителя предполагается использовать NaF—NaBF_4 [3].

В качестве конструкционного материала предполагается использовать модифицированный сплав хастеллой—N для предотвращения радиационного охрупчивания (добавка главным образом титана, а также ниобия, циркония и гафния) и образования на внутренней стороне корпуса маленьких трещин, обусловленных присутствием тел-

лура на граничных микронеровностях (регулирование окислительного потенциала и модификация состава хастеллой—N — добавка ниобия) [3].

Параметры системы рассчитывали с помощью программы CASCAD [20] с библиотекой адрон-ядерных сечений [21], описывающей перенос частиц в веществе и основанной на каскадно-испарительной модели адрон-ядерных взаимодействий (с учетом высокоэнергетического деления) [22]. Перенос нейтронов низкой энергии ($E < 10,5$ МэВ) также моделировали с помощью программы CASCAD, дополненной программными модулями, которые позволяют определять относительную скорость нейтронов и ядер среды в области термализации нейтронов (собственную скорость ядер моделировали в соответствии со спектром Максвелла—Больцмана) и соответствующие им сечения взаимодействия нейтронов с ядрами среды. В расчете использовали библиотеку нейтронных сечений [23]. В расчетах принимали, что в каждой из зон (см. рис. 1) среда представляет собой гомогенную смесь топлива, теплоносителя и конструкционных материалов.

Точность расчета коэффициента размножения нейтронов $k_{эф}$ проверяли с помощью программы MCNP4B [24] с библиотекой нейтронных сечений DLC-189. Заметим, что сравнительный анализ результатов расчета $k_{эф}$ с использованием программ CASCAD и MCNP4B при том же обогащении показывает, что разница между ними уменьшается от 1 до 0,1% при возрастании $k_{эф}$ от 0,9 до 0,98.

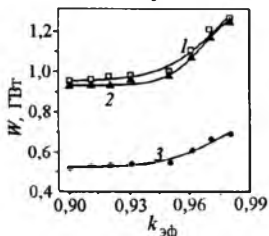
В результате изучения свойств рассматриваемых каскадных подкритических систем можно констатировать следующие основные свойства:

существенно большая мощность во всем диапазоне $k_{эф}$ по сравнению с аналогичными системами без промежуточного быстрого реактора-бустера при функционировании в безопасном режиме ($k_{эф} = 0,94—0,98$). Максимальная мощность системы на основе жидкосолевого реактора MSBR-1000, определяемая из условия ограничения плотности потока нейтронов в тепловой зоне $\Phi \leq 10^{14}$ см $^{-2}$ ·с $^{-1}$, при $k_{эф} = 0,98$ равна 1250 МВт, что почти в 2 раза превышает аналогичные характеристики стандартных однореакторных систем;

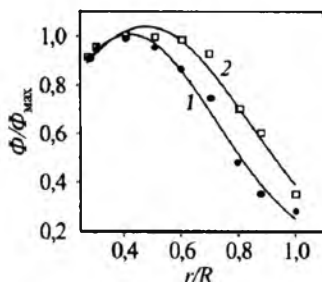
возможность эффективной трансмутации ядерных отходов [25] при технически доступном на сегодня уровне ускорительной техники (рис. 3);

появление максимума в пространственном распределении нейтронов, смещенного к периферии (рис. 4), в случае перевода реакторов с начальной относительно малой положительной реактивностью в подкритический режим, что приводит к выравниванию потока нейтронов, следовательно, к более равномерному выгоранию топлива и большему энерговыделению;

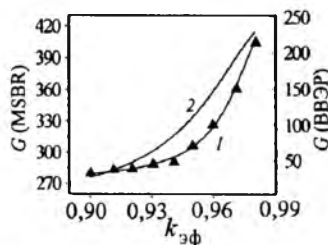
существенно большие коэффициенты усиления энергии во всем диапазоне $k_{эф}$ по сравнению с аналогичными однореакторными системами без бустера (рис. 5) и соответственно существенно меньшие токи ускорителя (рис. 6). Коэффициент усиления



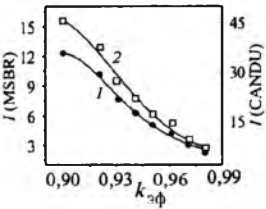
Р и с. 3. Максимальная электрическая мощность каскадной электроядерной системы на основе реконструированных стандартных реакторов MSBR-1000 (1), ВВЭП (2) и CANDU-6 (3)



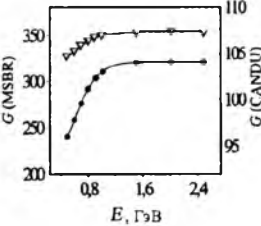
Р и с. 4. Распределение нейтронного потока в активной тепловой зоне системы на основе CANDU-6 (1) и MSBR-1000 (2) при $k_{эф} = 0,98$



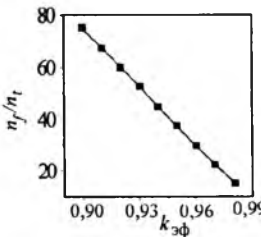
Р и с. 5. Коэффициент усиления энергии в зависимости от $k_{эф}$ при энергии ускорения протонов $E_p = 1$ ГэВ для систем на основе ВВЭП-1000 (1) и MSBR-1000 (2)



Р и с. 6. Ток ускорителя системы на основе реконструированных стандартных реакторов CANDU-6 (1) и MSBR-1000 (2) в зависимости от $k_{эф}$



Р и с. 7. Коэффициент усиления энергии в зависимости от энергии пучка при $k_{эф} = 0,96 \pm 0,001$ для систем на основе реконструированных стандартных реакторов CANDU-6 (1) и MSBR-1000 (2)



Р и с. 8. Отношение плотности деления в быстрой и тепловой зоне в системе на основе MSBR-1000 в зависимости от $k_{эф}$

В табл. 2 представлен нейтронный баланс двухреакторной системы на основе MSBR-1000 при разных $k_{эф}$. Относительно высокая доля захвата нейтронов обусловлена присутствием в системе ^{238}U и ^{232}Th , которые обеспечивают дополнительную наработку топлива. Тем не менее доля захвата нейтронов снижается с ростом $k_{эф}$, так как рост эффективного коэффициента размножения нейтронов связан в основном с увеличением числа делений ядер и снижением утечки нейтронов.

Т а б л и ц а 2. Нейтронный баланс в двухреакторной системе на основе MSBR-1000

Ядерный процесс	$k_{эф}$		
	0,95	0,96	0,98
Захват, %	61,58	61,07	60,43
Утечка, %	0,053	0,038	0,015
Деление, %	38,26(0,107*)	38,82(0,072*)	39,51(0,045*)

*Вклад высокоэнергетического деления.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Proc. of the Intern. Conf. AccApp/ADTTA'01, November 12—15, 2001, Reno, Nevada.
2. Proc. of the 10-rd Intern. Conf. on Emerging Nuclear Systems, September 28, 2000, Petten.
3. Бзнуни С.А., Барашенков В.С., Жамкочан В.М. и др. Монте-карловское моделирование параметров подкритического каскадного реактора, основанного на жидкосолевой и жидкометаллической технологии: Препринт ОИЯИ Р2-2001-124, 2001.
4. Borst L. The convergatron, a neutron amplifier. — *Phys. Rev.*, 1957, v. 107, № 3, p. 905—906.
5. Эйвери Р. Теория связанных реакторов. — II Женевская конф. по мирному использованию атомной энергии, 1959, т. 3, с. 321—340.
6. Дубовский Б.Г. Секционированные реакторные системы. — *Атомная энергия*, 1959, т. 7, вып. 5, с. 456—457.
7. Колесов В.Ф. Проекты двухсекционных бустеров, содержащих ^{237}Np . — Там же, 1998, т. 84, вып. 4, с. 344—353.
8. Алексеев П.Н., Игнатьев В.В., Коляскин О.Е. и др. Каскадный подкритический реактор повышенной безопасности. — Там же, 1995, т. 79, вып. 5, с. 327—337.
9. Бзнуни С.А., Жамкочан В.М., Худавердян А.Г. Параметры двухреакторных систем, управляемых ускорителями. — Там же, 2000, т. 88, вып. 4, с. 316—319.
10. Бзнуни С.А., Барашенков В.С., Жамкочан В.М. и др. Монте-карловское моделирование электроядерных процессов в каскадном подкритическом реакторе: Препринт ОИЯИ Р2-2000-137, 2000.
11. Gromov B.F., Orlov Ju. I., Gylevskiy V.A. Physics-chemical properties of Pb—Bi eutectic, used as coolant for liquid metal target. — In: Proc. of the 2-rd Intern. Conf. on ADTT'A, June 3—7, 1996, Kalmar, Sweden, v. 2, p. 912—916.
12. Громов Б.Ф., Орлов Ю.И., Тошинский Г.И., Чекунов В.В. Ядерные энергетические установки с теплоносителем свинец—висмут. — *Атомная энергия*, 1996, т. 81, вып. 5, с. 340—347.
13. Безносков А.В., Вешняков К. Б., Серов В.Е. Основные концепции контура жидкометаллической мишени реакторов, управляемых ускорителями. — Там же, вып. 3, с. 202—206.
14. Williams D., Del Cul G., Toth L. Molten salt fuel cycle requirements for ADTT applications. — In: Proc. of the 3-rd Intern. Conf. on ADTT'A, June 7—11, 1999, Praha.
15. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. М.: Энергоатомиздат, 1996.
16. 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.
17. Ignatiev V.V., Alekseev P.N., Menshikov L. e.a. Molten salt technology for long-range and wide-scale nuclear energy system. — In: Proc. of the 2-rd Intern. Conf. on ADTT'A, June 3—7, 1996, Kalmar, Sweden, v. 1, p. 193—200.
18. Baestle L., De Raedt Ch. Comparative assessment of actinide and risk-reduction strategies by P&T versus direct disposal. — In: Proc. of the Global'95 Conf., 1995, v. 1, p. 149—157.
19. Venneri F., Williamson M., Ning L. The Los Alamos accelerator-driven transmutation (ATW) of nuclear waste concept development of the ATW target/blanket system. — In: Proc. of the 2-rd Intern. Conf. on ADTT'A, June 3—7, 1996, Kalmar, Sweden, v. 2, p. 759—782.
20. 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—31.
21. Barashenkov V.S., Gudowski W., Polanski A. Integral high-energy nucleon—nucleus cross-sections for mathematical experiments with electronuclear facilities. — In: Proc. of the 3-rd Intern. Conf. on ADTT'A, June 7—11, 1999, Praha.
22. Барашенков В.С., Ильинов А.С., Соболевский Н.М., Тонеев В.Д. Взаимодействие частиц и ядер высоких и сверхвысоких энергий с ядрами. — *Успехи физ. наук*, 1973, т. 109, с. 91—137.
23. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1981.
24. Briesmeister Yu. A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Report LA-12625-M, March 1997.
25. Bowman C. Sustained nuclear energy without weapons or reprocessing using accelerator-driven systems. — In: Proc. of the 3-rd Intern. Conf. on ADTT'A, June 7—11, 1999, Praha.
26. Mandrillon P., Fietier N., Rubbia C. A high intensity cyclotron complex for driving the energy amplifier. — In: Proc. of the 2-rd Intern. Conf. on ADTT'A, June 3—7, 1996, Kalmar, Sweden, v. 2, p. 984—994.
27. Murin B.P., Batsikh G.I., Belugin V.M. e.a. Superconducting devices use in high current linear proton accelerators for energy purposes. — *Ibid.*, p. 1047—1055.
28. Туманян Р.А., Худавердян А.Г. Подкритический ядерный реактор средней мощности, управляемый ускорителем. — *Атомная энергия*, 1995, т. 79, вып. 1, с. 74—76.
29. Andriamonje S., Angelopoulos A., Apostolakis A. e.a. Experimental determination of energy generated in nuclear cascades by a high energy beam. — *Phys. Lett.*, 1995, B 348, p. 697—709.
30. Ado Yu.M., Gorbakov D.V., Kryuchkov V.P., Lebedev V.N. Some advantages and disadvantages of electronuclear reactor based on 2-section blanket. — In: The Eight Intern. Conf. on Emerging Nucl. Systems, ICENES'96, Obninsk, June 24—28, 1996, v. 2, p. 587—590.