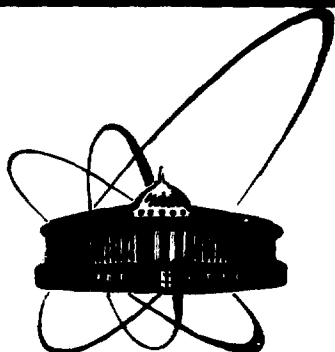


8U9104662



**СООБЩЕНИЯ
ОБЪЕДИНЕННОГО
ИНСТИТУТА
ЯДЕРНЫХ
ИССЛЕДОВАНИЙ
ДУБНА**

18-89-778

К. Д. Толстов

**АСПЕКТЫ ЭЛЕКТРОЯДЕРНОГО СПОСОБА
ПОЛУЧЕНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ**

1989

Вред, наносимый экологии при сжигании ископаемых источников энергии, дающих в настоящее время две трети ее производства, ограниченность их запасов и рентабельных запасов возобновляемых источников энергии, гидроэнергии, энергии ветра и геотермальной требуют, чтобы было обращено всемерное внимание развитию атомной энергетики. При этом масштабное овладение солнечной энергией, конечно, остается первостепенной задачей человечества.

Атомная энергетика еще очень молода, так как от пуска первой в мире атомной станции в Обнинске прошло только 35 лет. Ее вклад в мировое производство электроэнергии составляет теперь около 12%, в Советском Союзе - 13%, в США - 20% и во Франции - 70%. После аварии в Чернобыле атомная энергетика у нас подвергается критике, при этом, как правило, не учитывается суммарный вред от тепловых электростанций на угле, по авторитетным оценкам, превышающий в четыреста раз вред от АЭС в режиме нормальной работы.

Меры по усилению безопасности АЭС принимаются, продолжается и совершенствование атомных реакторов по их "самозащитности", что означает такие конструкционные особенности реакторов, которые исключают переход в неуправляемый аварийный режим и выброс радиоактивных продуктов в окружающую среду.

Второй задачей атомной энергетики является повышение экономических показателей, для чего, в первую очередь, нужно включить в использование основной изотоп урана - 238-й, повысить длительность кампании реактора без перезарядки горючего и таким образом достигнуть большего производства энергии.

В этом направлении уже длительное время разрабатываются и эксплуатируются реакторы на быстрых нейтронах, однако они уступают по ряду показателей и стоимости реакторам на тепловых нейтронах.

В пятидесятых годах в Канаде и США был предложен электроядерный способ получения атомной энергии /ЭЛЯР/, при котором ускоренные заряженные частицы образуют в столкновениях с ядрами поток нейтронов, инициирующих цепной процесс деления ядер в подкритичном реакторе. В этих проектах и последующих разработках, см., например, /1/, основное внимание уделялось применению сильноточных ускорителей и использованию "отвального" урана, то есть урана после извлечения из естественного боль-

шей части изотопа-235, а также производству плутония для использования его в реакторах на тепловых нейтронах.

В настоящее время произошел существенный прогресс в ускорительной технике, так как в Англии, Канаде и США на протонных ускорителях достигнута мощность пучков 1 МВт, а проектные данные ускорителей и расчетные оценки повысили возможности ЭЛЯР^{1,2-4/}. Положительный опыт, накопленный при эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах, во многом может быть использован в ЭЛЯР, при этом устраняются или облегчаются трудности, свойственные реакторам на быстрых нейтронах. Последним необходимо высокое стартовое обогащение горючего ²³⁹Pu или ²³⁵U, что требует больших затрат и уменьшает коэффициент воспроизводства /КВ/. Наличие теплоносителя и конструкционных материалов в активной зоне реактора приводит к замедлению и поглощению нейтронов, снижая эффективный коэффициент размножения нейтронов $K_{эф}$ и КВ. Высокое обогащение горючего ограничивает объем активной зоны, что приводит к высокой энергонапряженности, порядка 1,5 МВт/литр, неравномерности ее по объему и осложняет теплосъем. Затруднен высокотемпературный режим работы из-за прочности оболочки твэлов, химической совместимости топлива с оболочкой и последней - с теплоносителем, в качестве которого используется жидкий натрий. Это ограничивает КПД преобразования тепловой энергии в электрическую, а также высокотемпературный режим работы, перспективный для химической технологии и металлургии. Отрицательное воздействие колебаний температуры на элементы активной зоны отрицательно сказывается на работе в режимах переменной генерации энергии. Продукты деления уменьшают $K_{эф}$, КВ и, соответственно, время кампании реактора. Неравномерность $K_{эф}$ по объему активной зоны требует обеспечения локальной безопасности, что предъявляет особые требования к системам управления защитой /СУЗ/.

В схеме ЭЛЯР, предлагаемой автором, с помощью нижеследующих мер предполагается устранение ряда известных трудностей, отмеченных для быстрых реакторов.

1. Снижение мощности ускоренных частиц за счет повышения $K_{эф}$ реактора, обогащение его горючего ураном-235.

2. Использование вместо протонов легких ядер для уменьшения необходимого потока частиц и затраты ими энергии на генерацию одного нейтрона.

3. Совмещение в горючем реактора функций мишени для частиц и теплоносителя.

4. Возможный вывод продуктов деления при циркуляции горючего в теплообменнике.

5. Достижение длительной кампании реактора.

Обоснуем целесообразность и возможность реализации указанных мер.

1. Иницирование пучком ускоренных частиц деления ядер в подкритичном реакторе $/K_{эф} < 1/$ обеспечивает линейную зависимость от мощности пучка мощности реактора, а следовательно, и безопасное ограничение мощности. Любое отклонение от заданного режима работы реактора может автоматически отключить пучок частиц и прекратить цепную реакцию. Подкритичность даже с $K_{эф} = 0,99$ гарантирует реактор от "разгона", то есть перехода его в неуправляемый режим энерговыделения. Отрицательный температурный коэффициент реактивности, который обосновывается ниже, создает дополнительную безопасность реактора, так как увеличение температуры из-за роста энерговыделения или снижения теплосъема приведет к уменьшению $K_{эф}$ и, следовательно, энерговыделения.

2. Эффективность генерации нейтронов в столкновениях частиц с ядрами тем больше, чем меньше энергия, затрачиваемая на генерацию одного нейтрона, и чем больше энергия нейтрона. Это зависит от доли энергии, передаваемой нейтронам первичной частицей, и эффективности последующих столкновений вторичных частиц, которые могут генерировать нейтроны, а также потерь энергии на ионизацию.

Средние потери энергии на ионизацию dE/dx определяются формулой Бете - Блоха, а вероятность не испытать неупругого взаимодействия на длине x есть $e^{-x/\lambda}$, где λ - средний пробег. Следовательно, относительные потери энергии на ионизацию до остановки частицы с кинетической энергией E_0 будут равны

$$\Delta = - \frac{1}{E_0} \int_0^{x_{\max}} \frac{dE}{dx} e^{-x/\lambda} dx.$$

На рис. 1 из работы^{/5/} показаны относительные ионизационные потери в свинце и уране протонов, дейтронов, ядер ^4He и ^{12}C

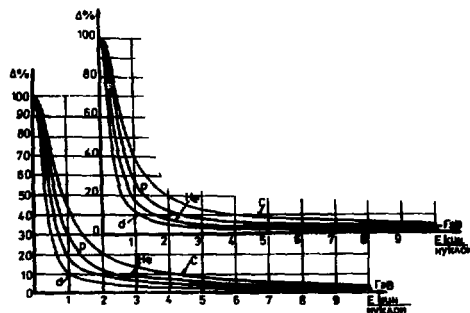


Рис. 1

в зависимости от энергии на нуклон. Потери минимальны у дейтронов, а у ^4He меньше, чем у протонов, вследствие меньшего пробега до взаимодействия. Однако для ядер ^{12}C уменьшение пробега оказывается меньше, чем увеличение ионизационных потерь, пропорциональных z^2 .

В исследованиях на синхрофазотроне ОИЯИ неупругих взаимодействий с ядра-

ми протонов и легких ядер было выяснено, что с увеличением массы сталкивающихся ядер растет вероятность полного разрушения ядер мишени, включая свинец^{6,7/}. Разрушение происходит в основном на отдельные нуклоны, то есть с вылетом большого количества нейтронов. Перераспределяется и спектр нуклонов, по сравнению со спектром во всех взаимодействиях, в сторону увеличения жесткой его части, составляющей около 2/3. С ростом массы ядра снаряда увеличивается и их средняя энергия, равная в случае протонов 108 МэВ, ядер ^4He - 138 МэВ, ядер ^{12}C - 148 МэВ^{8,9/}. Поэтому в последующих столкновениях этих нейтронов с ядрами мишени в реакциях p , $2p$ и $p, \alpha p$ больше нейтронов будет образовано при использовании легких ядер, по сравнению с протонами.

Вследствие этого для уменьшения потока частиц, а также с учетом того, что протоны с энергией 1 ГэВ теряют на ионизацию около 30% энергии, для ЭЛЯР является целесообразным использование более быстрых легких ядер. Это отмечалось автором в^{10/} и в последующей работе Р.Вильсона^{11/}, в которой отмечается перспективность использования для ЭЛЯР протонов большой энергии.

Экспериментальная проверка этих положений была проведена на синхрофазотроне ОИЯИ в исследованиях взаимодействия протонов и легких ядер со свинцовой мишенью в виде блока с размерами 50x50x80 см. Совместно с физиками ХФТИ была изготовлена аппаратура и выработана методика, которые описаны в^{12/}. В опытах пучок частиц вводился в блок через канал по оси с размерами 10x10x15 см. По объему мишени в каналах устанавливались камеры деления КНТ-8 диаметром 7 мм со слоем естественного урана весом 5 ± 10 мг и урановые детекторы диаметром 8 мм и толщиной 1 мм. Камеры регистрировали число делений от нейтронов, генерируемых в мишени, а детекторы - накопления плутония-239 по регистрации спектров в реакциях p , γ . Была также разработана методика регистрации числа ядер, падавших на мишень^{13/}. В опытах были получены согласующиеся данные по распределению числа делений и накоплению плутония в объеме мишени для всех ядер, опубликованные в^{14-16/}.

Количественная обработка данных по относительным затратам энергии на акт деления, а следовательно, и на интенсивность генерации нейтронов в свинцовой мишени протонами, дейтронами и ядрами ^4He и ^{12}C показывает преимущество в использовании легких ядер, что иллюстрирует табл.1.

Как следует из таблицы, систематическое уменьшение затрат энергии при переходе от протонов к легким ядрам главным образом обуславливается эффектом ядерного взаимодействия, в согласии с результатами, полученными ранее в опытах с отдельными

Таблица 1

	Протоны		^2H	^4He	^{12}C
	Энергия, ГэВ		Энергия на нуклон ядра, ГэВ		
	3,65	8,1	3,65	3,65	3,65
Относительные затраты энергии на генерацию нейтрона	1	0,92	0,89	0,72	0,81
Расчетные потери энергии на ионизацию, %	8	4	4	6	11
Уменьшение затрат энергии по сравнению с протонами, 3,65 ГэВ	-	7±6%	12±6%	27±6%	17±6%
Уменьшение энергозатрат за вычетом разницы в ионизационных потерях, то есть ядерный эффект	-	3±6%	8±6%	25±6%	20±6%

тяжелыми ядрами. Результаты, полученные в экспериментах с протонами и дейтронами, также согласуются с опубликованными данными при энергии $1 \div 2$ ГэВ и расчетами по методу Монте-Карло. Меньшие затраты у дейтрона обуславливаются меньшими ионизационными потерями при большем сечении взаимодействия, аналогичный эффект имеет место и для гелия-4. Ускорение ядер гелия-4 может упростить и создание ускорителей большой интенсивности. При равных параметрах ускорителя и равной энергии пучка переход от протонов к дейтронам не изменит интенсивности пучка, а переход к гелию-4 уменьшит ее в два раза по сравнению с протонным. Кроме того, ядра гелия-4 имеют гораздо большую энергию связи, чем дейтроны, и создадут меньшую, чем дейтроны, активацию ускорителя.

3. Перспективно использование композиционного ядерного горючего в жидкой фазе, которое является как мишенью для частиц, так и теплоносителем. Это позволит широко варьировать ядерные и технологические свойства горючего. Устраняется опасность расплавления активной зоны, а также трудности, связанные с вводом пучка в ее центр. Может быть осуществлен широкий диапазон рабочих температур реактора. Расширение при росте температуры

жидкометаллического горячего увеличит отток нейтронов из активной зоны, то есть обеспечит отрицательный температурный коэффициент реактивности.

Далее приведем оценочный расчет ожидаемой эффективности использования горючего, например, в составе 80% атомов Vi и 20% U с обогащением его изотопом ^{235}U для достижения $K_{\text{эф}} = 0,99$.

Согласно [3] при столкновении протона с кинетической энергией 1 ГэВ с ядром урана в среднем образуется $n_0 = 20$ быстрых нейтронов, а с ядром висмута - 15. Следовательно, в заданном составе горючего в среднем будет образовано $n = 16$ нейтронов. В уране коэффициент размножения на быстрых нейтронах согласно [17] $\mu_0 = 1,35$. Соответственно в нашем случае $\mu = 1 + (\mu_0 - 1) \cdot 0,2 = 1,07$.

При $K_{\text{эф}} = 0,99$ общее число нейтронов N будет равно

$$N = \frac{16 \cdot K_{\text{эф}}}{1 - K_{\text{эф}}} = 1584.$$

Число нейтронов от деления ^{235}U будет равно

$$^8n = (N - n) (\mu - 1) = 110.$$

Число делений ядер ^{238}U

$$^8n_f = ^8n / 2,4 = 45.$$

Число нейтронов от деления ^{235}U

$$^5n = N - n - ^8n = 1458.$$

Число делений ядер ^{235}U

$$^5n_f = ^5n / 2,5 = 583.$$

Радиационный захват n, γ испытывают n, γ нейтронов:

$$n_{\gamma} = N - ^8n_f - ^5n_f = 956.$$

По известным данным, n, γ составляют в ^{235}U 18% от деления, следовательно, число образуемых атомов ^{236}U равно

$$n_{236} = 0,18 \cdot ^5n_f = 105.$$

Всего было истрачено атомов ^{235}U :

$$n_{235} = n_{236} + ^5n_f = 688.$$

Образовано атомов ^{239}Pu

$$n_{239} = n_{\gamma} - n_{236} = 851.$$

Коэффициент воспроизводства КВ равен

$$\text{КВ} = n_{239} / n_{235} = 1,24.$$

При других соотношениях U и Вi результаты расчетов даны в табл.2, из которой следует, что КВ существенно меньше, чем для чистого урана, однако значения КВ еще достаточно велики.

Таблица 2

Атомное содержание урана в смеси U+ Вi, %	Среднее число нейтронов в первом соударении	Коэффициент размножения на быстрых нейтронах	Относительное содержание ^{235}U	Абсолютное содержание ^{235}U	КВ
100	20	1,35	0,05	0,05	2,15
50	17,5	1,17	0,066	0,033	1,40
20	16	1,07	0,083	0,017	1,24
15	15,7	1,05	0,087	0,013	1,20
10	15,5	1,046	0,09	0,009	1,18
Весовой состав, %					
U - 40 Вi - 40 NaK - 20 (Na - 22%, K - 78%)	13	1,1	0,11	0,045	1,20
U - 30 Вi - 60 NaK - 10 (Na - 22%, K - 78%)	15	1,1	0,082	0,025	1,26

Далее рассмотрим обогащение, необходимое для достижения $K_{эф} = 0,99$ при 20% содержании U и 80% Вi. В чистом уране $K_{эф} = 1$ достигается при 5-процентном обогащении изотопом ^{235}U . В смеси U + Вi в первом приближении можно считать, что доля ^{235}U по сравнению с чистым ураном будет увеличена пропорцио-

нально уменьшению n_0 и μ_0 . Следовательно, относительное содержание ^{235}U будет равно

$$0,05 \frac{n_0}{n} \cdot \frac{\mu_0}{\mu} = 0,083 ,$$

а абсолютное содержание составит 1,7%.

При других соотношениях U и Vi , а также при добавлении Na и K необходимое обогащение ^{235}U приведено в табл.2.

Таким образом, из расчетов и таблицы следует, что при содержании в смеси $\text{U} + \text{Vi}$ 20% атомных урана с обогащением его ~2% ^{235}U будет возможна работа реактора до снижения содержания урана ~10%, так как при этом ^{235}U будет заменяться на плутоний, который более эффективен.

4. Осуществление теплосъема с помощью циркуляции самого горячего создает возможность удаления продуктов деления непосредственно при работе реактора. Действительно, при циркуляции горячего для теплосъема в диапазоне температур $800 \div 400^\circ\text{C}$ будет возможно непосредственное удаление газообразных и легкоплавких компонент и химическая абсорбция большинства остальных продуктов деления. Эти вопросы обсуждались со специалистами Радиового института им.В.Г.Хлопина. По их мнению, встретит преодолимые трудности удаление рутения - тугоплавкого элемента платиновой группы, но его выход невелик: ^{103}Ru - 2% при периоде полураспада $\tau = 40$ дней и ^{106}Ru - 0,2% при $\tau = 1$ год.

Ряд технологических опытов и разработок реакторов на основе уран-висмутовых расплавов рассматривался, например, в [18]. В этих материалах отмечалась возможность отложения расплава на стенках первого контура при снижении температуры расплава на выходе из контура. Однако это отложение может быть устранено с помощью системы реверса циркуляции расплава в первом контуре.

Корпус реактора будет испытывать меньший поток излучения по сравнению с известными реакторами, так как зона наибольшей активности концентрируется по оси пучка частиц, а смесь ослабит излучение на стенки корпуса.

Удаление продуктов деления /ПД/, конечно, является сложной проблемой, так как АЭС должна быть оснащена оборудованием по улавливанию и консервации высокоактивных веществ. Однако преимущества принципиальны, так как устраняется главная опасность АЭС - накопление радиоактивных продуктов. Устраняется выделение тепла за счет активности ПД после остановки реактора, что требует резервной системы теплосъема с достаточной мощностью, так как, например, через час после остановки реактора с мощностью тепловыделения в 2000 МВт, работавшего неде-

лю, мощность активности ПД составит около 20 МВт, что достаточно для расплавления десяти тонн урана за одну минуту. При удалении ПД, кроме рутения, количество тепла, выделяемое за минуту, расплавит только 1 кг урана, то есть тепловыделение будет компенсировано теплоотдачей корпуса реактора. Нужно иметь в виду и то, что, по данным '19', "абсолютной герметичности твелов добиться невозможно, считается допустимым, в среднем, наличие 0,1% негерметичных твелов в загрузке реактора".

При работе реактора процент негерметичных твелов растет, следовательно, необходимо улавливание ПД. Улавливание ПД уже частично осуществляется, например, шведскими фирмами "АВВ-Атом" и FJ, которые используют фильтр MVSS для сбрасываемого из-под защитных оболочек твелов газа, который "отвечает возросшим требованиям к безопасности и способен защитить окружающую среду от заражений даже в случае аварии с разрушением активной зоны" '20'. Следовательно, расчетная мощность этого фильтра на много порядков превосходит необходимую для улавливания текущей активности ПД при работе реактора. /В октябре на международной конференции в Ленинграде, посвященной 50-летию открытия деления ядер, обсуждался вариант ядерного реактора с непрерывным отбором и захоронением продуктов деления/.

5. Длительность работы предлагаемого ЭЛЯР может быть достигнута в соответствии со следующим. Взамен затрачиваемого ^{235}U образуется ^{239}Pu , который более эффективен в цепной реакции, так как имеет большее сечение деления и большее число нейтронов при делении. Отсутствие замедлителя делает спектр нейтронов более жестким, увеличивает деление ^{238}U и снижает их поглощение в ПД, некоторые из которых имеют большие сечения захвата медленных нейтронов. Активная зона реактора не имеет конструкционных материалов, систем управления защитой /СУЗ/ и других поглотителей нейтронов.

Циркуляция горючего обеспечивает одинаковый его состав в объеме активной зоны и требуемое изменение состава горючего, в том числе дозагрузку ^{238}U . Корпус реактора будет испытывать меньший поток γ -излучения и нейтронов, так как зона наибольшей активности цепной реакции концентрируется по оси пучка. Таким образом, реактор сможет выполнить главную задачу - длительную генерацию электроэнергии.

Схема предлагаемого ЭЛЯР приведена на рис.2. Из ускорителя - 1 пучок частиц выводится в вакуумированный ионопровод - 2. Пучок фокусируется с помощью магнитно-оптического канала - 3 и направляется к реактору. Канал - 4 предназначен для отбора летучих продуктов из реактора и канала - 3. 5 - ториевый блок-отражатель нейтронов из активной зоны реактора. В нем

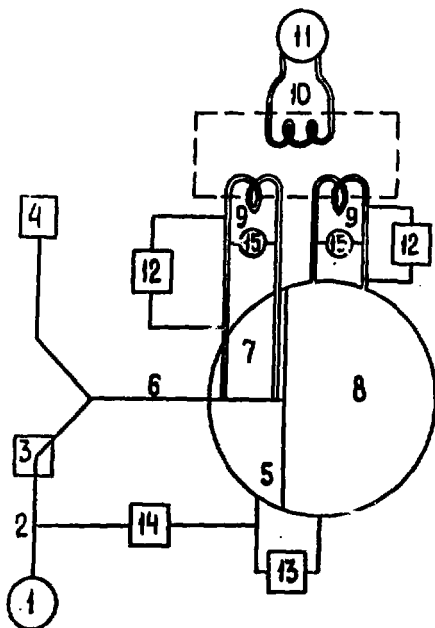


Рис. 2

происходит цепная реакция деления тория и образуется ^{233}U . 6 - канал в ториевом блоке для ввода частиц в реактор. 7 - система теплосъема из ториевого блока. 8 - корпус реактора с горючим. 9 - первый контур теплосъема из корпуса реактора. 10 - второй теплообменный контур. 11 - электрогенераторы. 12 - байпасный контур для замены горючего и отбора ПД. 13 - система контроля режима работы реактора. 14 - система контроля режима работы ускорителя и блокировки пучка. 15 - электроподогреватель для расплавления горючего в первом контуре при запуске реактора. Функцией ториевого блока-отражателя является и ввод частиц непосредственно в центр активной зоны реактора без диафрагмы.

Задача сохранения вакуума в каналах 3 и 2 от летучих продуктов из реактора решается за счет откачки в канале 4 и возможного криогенного улавливания остатков в канале 3. Наличие же диафрагмы всегда встречало трудности в разработках ЭЛЯР, так как интенсивный пучок частиц испаряет диафрагму.

Отметим, что случайное касание частицами стенок канала в ториевом блоке будет несущественно, так как торий плавится при

температуре 1700 °С, а точки плавления карбидных или оксидных соединений тория - около 3000 °С.

Основываясь на изложенной схеме ЭЛЯР и принимая согласно табл.1, что замена протонов на ядра ^4He увеличивает на 25% эффективность генерации нейтронов, получим в соответствии с табл.2 следующие возможные характеристики ЭЛЯР. Мощность пучка ускоренных ядер ^4He - 15 МВт. Эффективный коэффициент размножения нейтронов $K_{эф} = 0,99$. КПД преобразования электроэнергии в энергию ядер - 0,25. КПД преобразования тепловой энергии в электрическую - 0,4. Температура горючего при выходе из реактора - 800 °С. Температура горючего при входе в реактор - 400 °С. Электрическая мощность, отдаваемая в сеть, - 800 МВт. Начальное содержание урана в смеси U + Вi - 20 атомных процентов. Масса урана - 121 тонна. Начальное содержание ^{235}U - 2%. Масса - 2,4 т. Скорость циркуляции горючего в первом контуре - 3,3 м³/с. Затраты энергии на ускоритель и все вспомогательные устройства ≤ 200 МВт. Тепловая мощность активной зоны реактора - 2500 МВт.

При указанной мощности ЭЛЯР и параметрах горючего снижение содержания урана до 10 атомных процентов обеспечит работу реактора в течение восьми лет. При этом флюенс запаздывающих нейтронов на стенки первого контура составит $\sim 3 \cdot 10^{18}$ н/см², а флюенс γ -квантов - $\sim 2 \cdot 10^{18}$ к/см², то есть будет малым. При работе реактора на тепловой мощности 2500 МВт в час образуется 145 г ПД. В случае их отбора, очевидно, не нужно удалять стабильные и короткоживущие ПД, которые увеличивают тепловыделение. ПД с периодом распада более суток составляют 40%, то есть в час их образуется ~ 50 г, в том числе ~ 3 г ^{137}Cs .

Суммируем основные достоинства предлагаемого ЭЛЯР.

1. Безопасность, обеспечиваемая подкритичностью реактора, быстрым отключением пучка частиц и отрицательным температурным коэффициентом реактивности.
2. Ускоритель не сильноточный с мощностью в пучке ~ 10 МВт^{2/2}, которая уже намечена в разрабатываемых проектах.
3. Быстрое варьирование мощности путем изменения потока ускоренных частиц, что позволит работать в режимах переменной нагрузки.
4. Однородность активной зоны и ее энергонапряженности.
5. Жидкометаллическое горючее, позволяющее работать в широком интервале температуры и при низком давлении в корпусе реактора и осуществлять высокотемпературный режим для химической технологии и металлургии.
6. Длительность кампании с дозарядкой отвальным ураном или горючим из обработанных твелов ВВЭР.
7. Возможность удаления осколков в процессе работы и соот-

ветственно существенное снижение накопленной активности, что явится важным фактором безопасности.

В заключение автор рад выразить благодарность за поддержку и помощь в проведении исследований А.М.Балдину, В.С.Барашенкову и Н.Н.Боголюбову. Многие вопросы по проблеме неоднократно обсуждались на семинарах в Обнинске, которыми руководил и организовывал П.Л.Кириллов, контакты с которым всегда в памяти.

Закончу словами В.И.Векслера: "Покажите, что это возможно и нужно, а техника найдет средства для осуществления".

ЛИТЕРАТУРА

1. Proceeding of an Information Meeting on Accelerator - Breeding. Upton, New-York. January 1977.
2. Глазов А.А. и др. - ОИЯИ, Р9-81-734, Дубна, 1981.
3. Барашенков В.С. - ЭЧАЯ, 1978, т.9, с.871.
4. Дмитриевский В.П. - ОИЯИ, Р9-85-707, Дубна, 1985.
5. Воробьев Г.Г., Толстов К.Д. - ОИЯИ, Р1-85-351, Дубна, 1985.
6. Толстов К.Д., Хошмухамедов Р. - ОИЯИ, Р1-6897, Дубна, 1973.
7. Tolstov K.D. - Zeitschrift für Physik A., 1981, 301, p.339.
8. Антончик В.А. и др. - ОИЯИ, Р1-12111, Дубна, 1979.
9. Богданов В.Г. и др. - ЯФ, 1983, 39, с.1493.
10. Толстов К.Д. Авторское свидетельство № 2327987/25. ОИПОТЗ, 1978, № 19, с.120.
11. Wilson R.R. Very Big Accelerators as Energy Producers. FN-298. 9.VIII. 1976.
12. Гусаков Ю.В. и др. - ОИЯИ, 13-87-240, Дубна, 1987.
13. Дьяченко В.М. и др. - ОИЯИ, 13-87-371, Дубна, 1987.
14. Воронко В.А. и др. - Препринт ХФТИ 88-54, Харьков, 1988.
15. Воронко В.А. и др. - АЭ, 1989, 68, с.215.
16. Воронко В.А. и др. - АЭ, 1989, 67, с.291.
17. Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов. Т.1. М.: Атомиздат, 1978.
18. Котельников Р.Б. - Высокотемпературное ядерное топливо. М.: Атомиздат, 1978.
19. Шведов В.П. и др. - Ядерная технология. М.: Атомиздат, 1979.
20. Фогельстрет Л., Симон М. - Атомная техника за рубежом, 1989, № 3, с.21.

Рукопись поступила в издательский отдел
16 ноября 1989 года.

Толстов К.Д.

18-89-778

Аспекты электроядерного способа получения
атомной энергии

Обосновывается электроядерный способ получения атомной энергии со следующими особенностями. Существенное снижение мощности пучка ускоренных частиц за счет повышения $K_{эф} < 1$ реактора и начального обогащения его горючего ураном-235. Использование легких ядер для уменьшения потока ускоренных частиц и уменьшения затрат энергии на генерацию одного нейтрона. Применение в корпусном реакторе горючего как мишени для частиц и теплоносителя. Использование композиционного жидкометаллического горючего, например, урана с висмутом и натрием. Возможная экстракция продуктов деления ядер при циркуляции горючего в байпасном канале теплообменника. Достижение длительной кампании реактора без перегрузки горючего. Приводится расчетная схема ЭЛЯР с генерацией 800 МВт электроэнергии при мощности пучка ядер гелия-4 в 15 МВт и загрузке реактора 120 т урана, включая 2,4 т урана-235, при 20 атомных процентах урана в смеси его с висмутом.

Работа выполнена в Лаборатории высоких энергий ОИЯИ.

Сообщение Объединенного института ядерных исследований. Дубна 1989

Перевод П.Н. Барабан

Tolstov K.D.

18-89-778

Aspects of Accelerator-Breeding

The accelerator-breeding process is grounded on the following theses: a decrease of the beam power due to increasing K_{ef} of reactor ($K \neq 1$) by start enriching its fuel with ^{235}U , the use of light nuclei for decreasing beam intensity and the consumption of energy for the generation of one neutron, the use of liquid fuel, for example $\text{U} + \text{Bi}$, in the reactor, the application of liquid fuel as a beam target and for cooling. When the fuel is circulated in the primary reactor counter it is possible to evacuate the products of chain reaction. The reactor's campaign will be over a long period of time without fuel replacement. A scheme of the breeder's reactor is presented for the generation of 800 Mwt beam of ^4He ions - 15 Mwt. The fuel in the reactor is 120 tons of uranium including 2.4 tons of ^{235}U and bismuth at 20 atomic per cent of uranium.

The investigation has been performed at the Laboratory of High Energies, JINR.

Communication of the Joint Institute for Nuclear Research. Dubna 1989

17 коп.

Редактор Т.Я.Жабицкая. **Макет** Н.А.Киселевой.
Набор Л.В.Пахомовой, Е.М.Граменицкой.

Подписано в печать 8.12.89.

Формат 60x90/16. **Офсетная печать.** Уч.-изд.листов 1,13.

Тираж 405. **Заказ** 42870.

Издательский отдел Объединенного института ядерных исследований.
Дубна Московской области.