

3 — 0,004 и 0,012 М. Результаты исследования радиационно-химической устойчивости этих образцов, а также спектрально чистого н-додекана в двухфазных системах, содержащих 2 М раствор азотной кислоты, приведены в табл. 2. Скорости образования продуктов нитрования использованной смеси углеводородов возрастают с ростом концентрации примесей. Содержание олефинов и спиртов в алифатических разбавителях, по-видимому, не должно превышать значений, указанных для образца 3, который по своей радиационно-химической устойчивости приближается к н-додекану.

Заключение. Длина цепочки н-алкана, являющегося основой разбавителя, может лежать в пределах C_{11} — C_{15} . В этих пределах соотношение отдельных н-алканов в разбавителе может не регламентироваться. Однако предпочтительно использовать углеводороды C_{12} — C_{13} , так как, имея достаточно высокую температуру вспышки, они несколько превосходят высшие члены ряда по совместимости с экстрагируемыми сольватами нитратов актиноидов и по гидродинамическим характеристикам. Содержание жирных кислот и спиртов $\leq 0,01$ М; непредельных соединений $\leq 0,005$ М; ароматических углеводородов 1 об. %. Эти требования в дальнейшем могут корректироваться по мере проведения исследований и более углубленного изучения факторов, влияющих на поведение разбавителя в экстракционном цикле.

Список литературы

1. Атомная наука и техника в СССР. Под ред. И. Д. Мо-рохова. М., Атомиздат, 1977, с. 153.
2. Шевченко В. Б. и др. IV Женевск. конф., 1977, докл. СССР № 435.
3. Фомин В. В. и др. «Атомная энергия», 1977, т. 43, вып. 6, с. 481.
4. Souferon J. e.a. In: Proc. Intern. Conf. on Nuclear Power and Its Fuel Cycle. Salzburg, 2—13 May 1977, IAEA-CN-36/567.
5. Allardice R. e.a. Ibid., IAEA-CN-36/66.
6. Hasimoto K. e.a. Ibid., IAEA-CN-36/167.
7. Schüller W. e.a. Ibid., IAEA-CN-36/571.
8. Егоров Г. Ф., Медведовский В. А. «Химия высоких энергий», 1971, т. 5, с. 78.
9. Фомин В. В. Кинетика экстракции. М., Атомиздат, 1978.
10. Справочник по экстракции. Под ред. А. М. Розена. Т. 1. Николотова З. И., Карташева Н. А. Экстракция нейтральными органическими соединениями. М., Атомиздат, 1976.
11. Krause F., Lange W. «J. Phys. Chem.», 1966, v. 69, p. 3171.
12. Siekiersky J. «J. Inorg Nucl. Chem.», 1962, v. 16, p. 205.
13. Hildebrand J., Scott R. Regular Solutions. N.Y., 1950.
14. Burger L. «Nucl. Sci. Engng», 1963, v. 16, p. 428.
15. Hoiryod R. In: Aspects of Hydrocarbon Radiolysis. L., N.Y., Academ. Press, 1968, p. 14.
16. Шмидт В. С., Шестериков В. Н., Межов Э. А. «Успехи химии», 1967, т. 36, с. 2167.
17. Black G., Davis W., Schmitt J. «Nucl. Sci. Engng», 1963, v. 17, p. 626.
18. «Reactor Fuel Proc.», 1961, v. 4, N 4.
19. Медведовский В. А. и др. В кн.: Труды III симпозиума СЭВ «Исследования в области переработки облученного топлива». Т II. Прага, изд. КАЭ ЧССР, 1974, с. 302.

Поступила в Редакцию 30.01.79

УДК 621.039.524.2.034.8

Атомная энерготехнологическая установка ВГ-400. Возможные конструкции активной зоны

КОМАРОВ Е. В., ЛАПТЕВ Ф. В., ЛЮБИВЫЙ А. Г., МИТЕНКОВ Ф. М., САМОЙЛОВ О. Б., СУХАЧЕВСКИЙ Ю. Б.

В настоящее время развитие высокотемпературной ядерной энергетики направлено на обеспечение высокопотенциальным теплом промышленных технологических производств, в том числе крупнотоннажного производства водорода, который может быть использован в металлургической промышленности для прямого восстановления железа, в химической промышленности для синтеза углеводородного топлива и как топливо в двигателях [1, 2]. Экономически целесообразным признается комплексное производство высокопотенциального тепла и электроэнергии [3].

Создание промышленных энерготехнологических комплексов с высокотемпературными газоохладимыми реакторами (ВТГР) связано с решением ряда сложных технических проблем, касающихся получения, транспортировки и использования тепла с весьма высокой температурой, с освоением

гелиевой технологии, с разработкой новых видов оборудования, новых материалов. Важным звеном в решении этой проблемы должно стать создание опытно-промышленной энерготехнологической установки ВГ-400, опыт разработки, изготовления и эксплуатации которой послужит базой для строительства промышленных комплексов.

Установка ВГ-400 (рис. 1) предназначена для обеспечения высокопотенциальным теплом термоэлектрохимического производства водорода, а также для выработки электроэнергии в паротурбинном цикле. Основные характеристики установки представлены ниже:

Мощность реактора, МВт	
тепловая	1100
электрическая	300
Производство водорода, н. м ³ /ч	1·10 ⁵
Давление гелия, кгс/см ²	50

Температура гелия, °C	
на выходе из реактора	950 (750)
на входе в реактор	350
Число петель	4
Давление пара, кгс/см ²	175
Температура пара, °C	535
Диаметр и высота активной зоны, м	6,4; 4
Число шаровых твэлов	$8,5 \cdot 10^5$
Среднее время прохождения твэлом активной зоны, год	3—4
Типоразмер твэлов, мм	
шар (диаметр)	60
шестигранная призма	
расстояние между боковыми гранями	400
высота	840

В реакторном блоке энергетической установки теплоноситель первого контура по четырем петлям циркулирует с помощью электрогазодувки, последовательно через активную зону, высокотемпературный теплообменник, передающий часть тепла промежуточному гелиевому контуру, и парогенератор. Теплообмен в высокотемпературном теплообменнике и парогенераторе осуществляется противотоком, в промышленном перегревателе пара — прямотоком.

Реализация установки с температурой теплоносителя 950°C предполагает разработку новых температуростойких материалов и тем самым отодвигает реальные сроки ее создания. Поэтому принципиальная схема, компоновка и конструкция оборудования установки разработаны с учетом возможности осуществления этапности в ее изготовлении, обработке и эксплуатации.

На первом этапе возможна эксплуатация установки для выработки только электроэнергии при

температуре теплоносителя на выходе из реактора 750°C с подачей его непосредственно в парогенератор через перепускные устройства, установленные вместо высокотемпературных теплообменников. Конструкция перепускных устройств допускает работу установки без ввода в эксплуатацию промежуточного и технологического контуров при обработке активной зоны на повышенной температуре.

Освоение производства водорода, а также при необходимости и других технологических процессов предусматривается на втором этапе после накопления опыта эксплуатации реакторного оборудования.

Для компоновки реакторного блока энергетической установки ВГ-400 принято интегральное расположение оборудования первого контура в корпусе из предварительно напряженного железобетона. Активная зона, высокотемпературные теплообменники, парогенератор и газодувки расположены в отдельных полостях корпуса, связанных между собой горизонтальными газоходами (рис. 2). На внутренней облицовке корпуса установлена теплоизоляция. Применение в опытно-промышленной установке бетонного корпуса и интегрального размещения основного оборудования повысит ее надежность, безопасность и позволит отработать перспективную компоновку для будущих ВТГР большой мощностью. Главные циркуляционные газодувки рассчитаны на расхолаживание установки при полной потере давления и отключении внешнего электропитания.

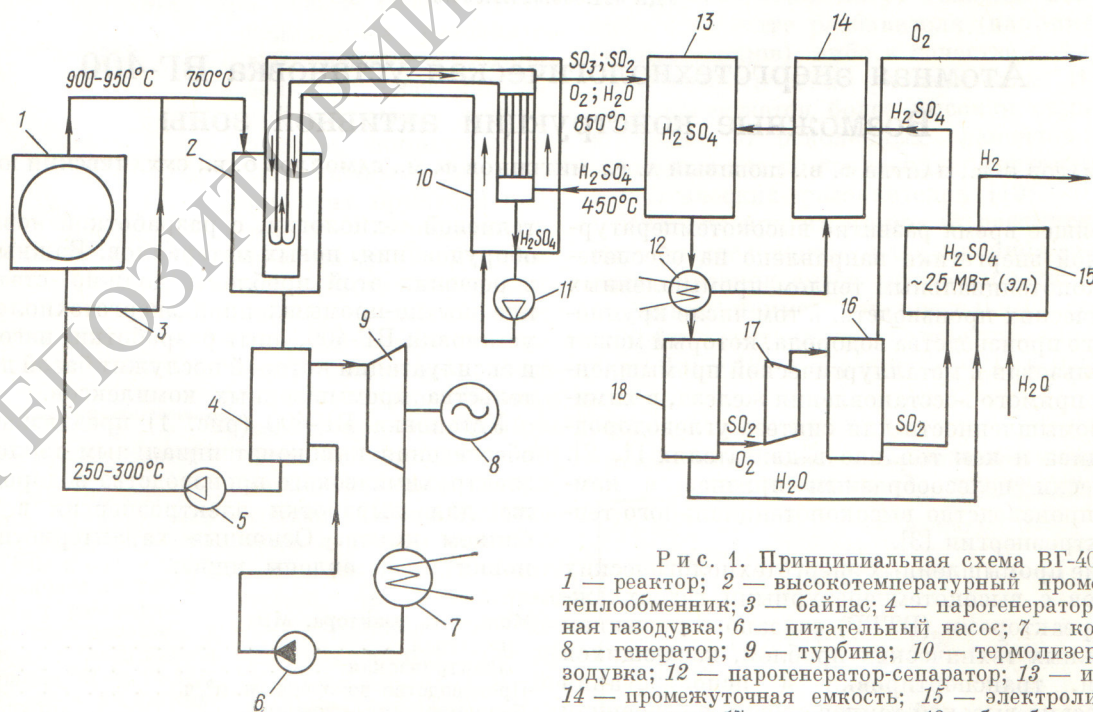


Рис. 1. Принципиальная схема ВГ-400:

1 — реактор; 2 — высокотемпературный промежуточный теплообменник; 3 — байпас; 4 — парогенератор; 5 — главная газодувка; 6 — питательный насос; 7 — конденсатор; 8 — генератор; 9 — турбина; 10 — термолизер; 11 — газодувка; 12 — парогенератор-сепаратор; 13 — испаритель; 14 — промежуточная емкость; 15 — электролизер; 16 — сепаратор; 17 — компрессор; 18 — барабан-сепаратор

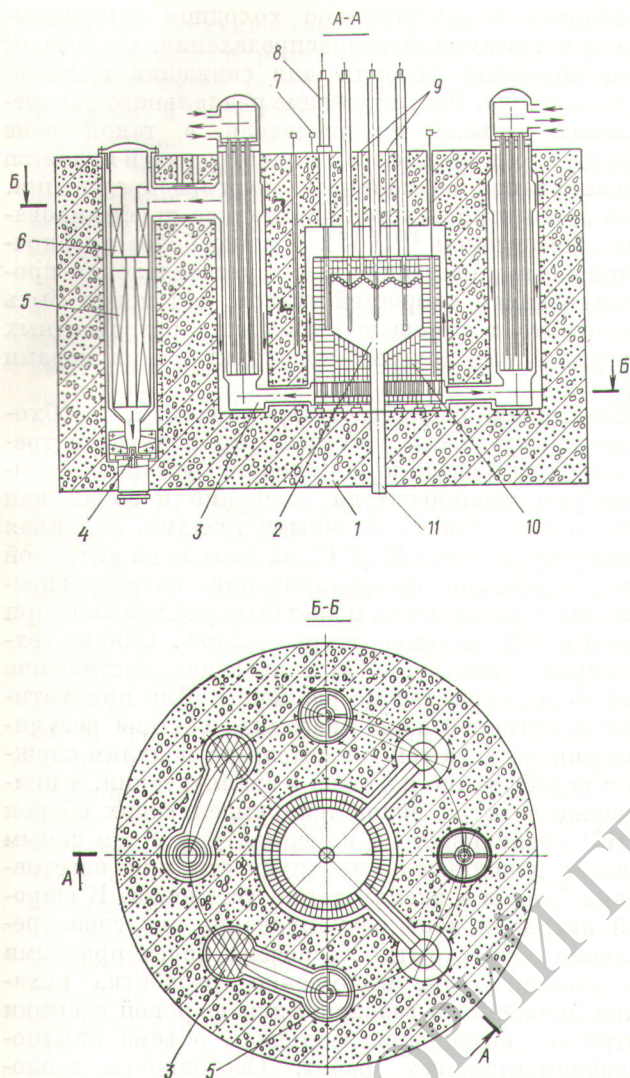


Рис. 2. Реактор ВГ-400 с шаровыми твэлами: 1 — корпус; 2 — активная зона; 3 — теплообменник; 4 — газодувка; 5 — парогенератор; 6 — промежуточный перегреватель пара; 7 — подвеска ионизационной камеры; 8 — исполнительный механизм СУЗ; 9 — загрузочные отверстия; 10 — графитовый отражатель; 11 — канал выгрузки

Применение твердого перегружаемого замедлителя требует перемещения значительных масс графита в активной зоне. Этот фактор при отсутствии общей съемной крышки в железобетонном корпусе и необходимости сохранения герметичности первого контура при перегрузке обуславливает специфические требования к конструкции реактора и перегрузочного комплекса.

Так как реактор используется как источник высокопотенциального технологического тепла, активная зона должна обеспечивать нагрев теплоносителя до 950°C при минимальной температуре топлива, а также обладать удовлетворительной экономикой топливного цикла, отвечать высоким

требованиям надежности и ремонтпригодности и допускать перегрузки топлива за минимальное время или «на ходу». Кроме того, основные технические решения, закладываемые в конструкцию активной зоны, должны выбираться с учетом возможности их применения при создании блоков большей единичной мощности. Эти требования определяют выбор конструкции твэлов, схемы движения и распределения теплоносителя, формирование энергораспределения, способ и технологию перегрузки топлива.

В настоящее время в мире получили распространение два типа активных зон ВТГР: с призматическими и шаровыми твэлами [4]. Обе концепции рассмотрены для активной зоны реактора ВГ-400.

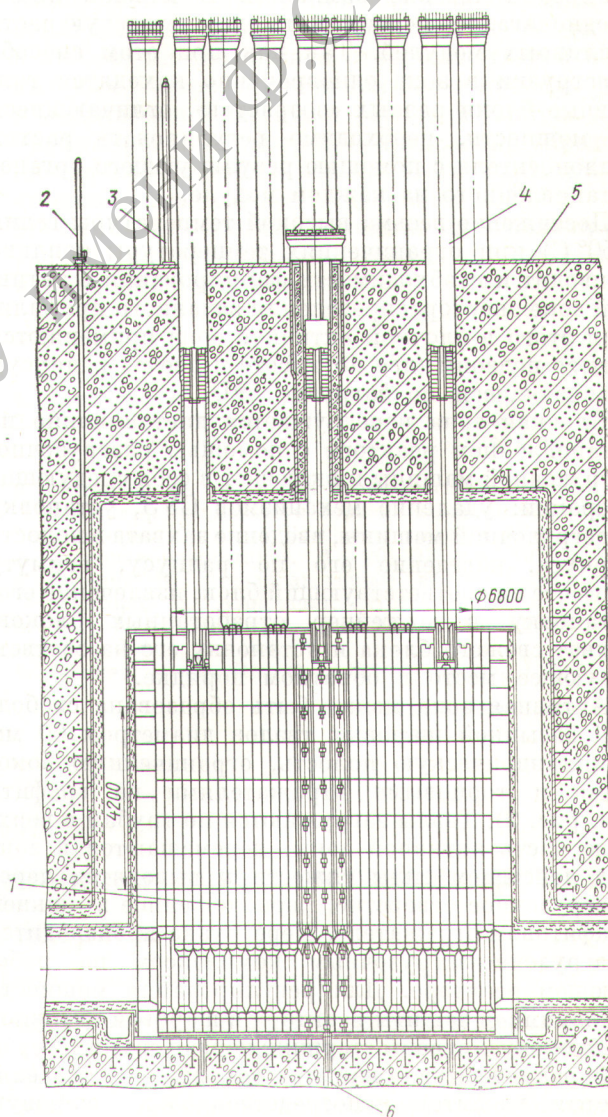


Рис. 3. Реактор ВГ-400 с призматическими твэлами: 1 — активная зона; 2, 3 — пусковая и рабочая ионизационные камеры; 4 — стержни СУЗ; 5 — корпус; 6 — термопара

Активная зона может быть образована колоннами из шестигранных графитовых блоков с размещенными в их отверстиях кольцевыми твэлами (рис. 3). Высота блока 840 мм, расстояние между гранями 400 мм. Семь колонн из таких блоков образуют группу-модуль, содержащий центральную колонну под стержни СУЗ, окруженную шестью колоннами с топливными блоками. Торцовый и первый ряд бокового отражателя образованы графитовыми блоками аналогичных размеров, второй ряд бокового отражателя состоит из стационарных блоков зубчатого профиля.

С учетом оптимизации физических параметров зоны и технологических возможностей перегрузки был принят четырехкратный режим перегрузки топлива в течение кампании. В каждом цикле предполагалось перегружать одну четвертую часть топливных модулей. Так как при этом способе перегрузки в зоне одновременно находятся топливные блоки разных «возрастов», отличающиеся по мощности, необходимо регулировать расход теплоносителя с помощью регулирующего органа, установленного на каждом модуле.

Достижение весьма высокой температуры гелия (950°C) при ограничениях температуры топлива приводит к необходимости формирования в активной зоне энергораспределения заданного профиля. Для этого в блочной активной зоне применяются четыре подзоны (две по высоте и две по радиусу), отличающиеся по загрузке ^{235}U .

Блочная зона перегружается дистанционно на остановленном реакторе с помощью разгрузочно-загрузочной машины и включает в себя следующие операции: удаление механизмов СУЗ, установку перегрузочной машины, введение захвата в полость корпуса, наведение его по радиусу, азимуту и высоте на соответствующий блок, извлечение его, установку в контейнер отработанных блоков, захват свежего блока и установку его на соответствующее место в обратном порядке.

Активная зона может быть образована свободной засыпкой шаровых твэлов диаметром 60 мм в цилиндрическую полость, ограниченную боковыми и торцовыми отражателями из графита (см. рис. 2). Твэлы загружаются по трубам в верхнюю часть активной зоны, перемещаются в зоне под действием силы тяжести и выводятся через разгрузочное отверстие, расположенное в нижнем графитовом отражателе. Перегрузка производится разгрузочно-загрузочным комплексом на работающем реакторе. Для регулирования мощности и аварийной защиты реактора в шаровой активной зоне предусмотрены стержни: первая группа стержней размещается в каналах бокового отражателя, вторая вводится непосредственно в шаровую засыпку.

Реактор работает по принципу одноразового прохождения твэлами активной зоны (ОПАЗ). При таком режиме свежие твэлы в верхней части зоны

находятся в относительно холодном теплоносителе и максимуме энергораспределения, что создает благоприятные условия для снижения температуры топлива. Регулирование радиального распределения расхода теплоносителя в такой зоне затруднено, в связи с этим важной задачей является выравнивание радиального энергораспределения. Для этого используется двухзонное профилирование обогащением ^{235}U [5]. Однако более предпочтительно выравнивание энергораспределения профилированием скоростей твэлов, что может быть достигнуто с помощью нескольких разгрузочных отверстий или другими конструктивными мерами [6].

Сравнивая рассмотренные варианты, необходимо прежде всего отметить, что получение требуемой для опытно-промышленной установки температуры теплоносителя возможно в зонах как с шаровыми, так и с блочными твэлами. Заданная температура гелия (950°C) на выходе из активной зоны благодаря профилированию энергораспределения в обеих зонах может быть реализована при одной и той же температуре топлива. Однако технические средства, обеспечивающие достижение этой цели, существенно различны. Для призматической активной зоны указанная система регулирования расхода теплоносителя по модулям сложна и недостаточно надежна в эксплуатации, а применение четырех видов тепловыделяющих сборок (ТВС) увеличивает их номенклатуру и тем самым создает дополнительные трудности при изготовлении блоков и эксплуатации установки. В шаровой активной зоне регулирование энергораспределения может быть обеспечено более простыми средствами, хотя, несомненно, отработка механики движения и газодинамики шаровой засыпки потребует выполнения большого объема опытно-экспериментальных работ. Особенности теплофизики шаровой зоны, обусловленные использованием принципа ОПАЗ, позволяют считать, что эта зона обладает большими потенциальными возможностями для дальнейшего повышения температуры, что особенно важно для использования ВТГР в металлургии и химии.

Эксплуатационные показатели активных зон в значительной степени будут определяться регламентом системы перегрузки и ее надежной работой. В этом отношении шаровая активная зона имеет некоторые преимущества: ее перегрузка проводится на работающем реакторе без какого-либо демонтажа оборудования; механизмы для перегрузки шаровых твэлов проще по конструкции выполняют однотипные операции и обслуживаются более простой системой управления по сравнению с разгрузочно-загрузочной машиной для призматической зоны, которая имеет большие габариты и массу и должна выполнять много разнообразных операций. Существенный недостаток системы перегрузки шаровой активной зоны, связанный с огра-

нической доступностью для ремонта ее механизмов при работе реактора, может быть частично устранен путем резервирования основных петель загрузки и выгрузки.

Для призматической зоны могут быть использованы механизмы СУЗ традиционной конструкции, аналогичной принятой для реакторов типа БН-350. Поглощающие стержни СУЗ для этого варианта размещаются в специальных каналах, организованных в стояках ТВС. В шаровой активной зоне также могут быть применены подобные механизмы, если под стержни СУЗ будут установлены специальные трубы. Однако при размещении труб внутри шаровой засыпки увеличивается диаметр стержней и существенно ухудшаются физические характеристики реактора. Для шаровой активной зоны необходима новая конструкция механизма СУЗ со стержнем, вводимым непосредственно в засыпку.

В обоих вариантах активной зоны в качестве отражателя применены графитовые блоки, к которым предъявляются высокие требования по сохранению геометрических размеров и прочности. Условия работы графита в высокотемпературном реакторе более жесткие, чем в реакторах других типов. Температура графитовых блоков достигает $\sim 1000^\circ\text{C}$ при флюенсе за полный срок работы реактора $\sim 10^{22}$ нейтр./см². В этих условиях графитовые блоки испытывают большие внутренние напряжения и могут быть подвержены значительному формоизменению. Возможно, графит существующих марок не сможет обеспечить полного ресурса работы отражателя. В призматической активной зоне может быть заменен внутренний ряд графитового отражателя с помощью штатной разгрузо-загрузочной машины. Отсутствие аналогичной машины в реакторе с шаровой зоной, а также большая сложность замены отражателя специальными ремонтными средствами обуславливает необходимость использования в реакторах с шаровой активной зоной наиболее стойких сортов графита

в отражателе, рассчитанных на полный ресурс реактора.

Важным фактором при выборе вариантов активной зоны является технологичность изготовления и отработка твэлов. Значительные размеры ТВС в призматическом варианте зоны и тяжелые условия их работы требуют тщательной опытной отработки ТВС на стендах и в реакторных условиях. Однако проведение полномасштабных реакторных испытаний таких ТВС не представляется возможным из-за их больших размеров, и это не позволяет иметь достаточного подтверждения их работоспособности. В этом отношении шаровые твэлы, безусловно, имеют преимущество.

С учетом потенциально больших возможностей шаровой зоны при дальнейшем повышении температуры, а также положительных ее качеств в отношении создания и отработки твэлов и графитовых блоков, применения более простых узлов и механизмов в системе перегрузки топлива и при профилировании энергораспределения представляется оправданным выбор этого варианта для опытно-промышленной установки ВГ-400. При этом следует обратить внимание на необходимость разработки радиационно-стойких сортов графита и надежных механизмов СУЗ.

Список литературы

1. Александров А. П. «Коммунист», 1976, № 1, с. 63.
2. Пономарев-Степной Н. Н. и др. В кн.: Вопросы атомной науки и техники. Сер. Атомно-водородная энергетика. Вып. 1., М., изд. ИАЭ, 1976, с. 5.
3. Митенков Ф. М. и др. Конструктивные особенности опытно-промышленного образца высокотемпературного реактора. Докл. на Всесоюз. семинаре «Высокотемпературная энергетика». М., 20—22 апр. 1977.
4. Беденин Д. Газоохлаждаемые высокотемпературные реакторы. М., Атомиздат, 1975, с. 69.
5. Maly V., Schulten R., Teuchert E. «Atomwirtschaft», 1972, Bd 4, S. 216.
6. Lohnert G. e.a. Report IAEA-SM-200/68. Julich, 1975.

Поступила в Редакцию 20.06.78

УДК 539.125.5.03

Анализ выхода нейтронов, образующихся под действием протонов высокой энергии

НАКАХАРА Й., ТАКАХАШИ Х. (Брукхейвенская национальная лаборатория, США)

Топливный цикл в современных реакторах — от установок на обычной воде до размножителей — неизбежно связан с переработкой твэлов. А это создает потенциальную возможность дальнейшего распространения ядерного оружия. Поэтому были начаты исследования в целях поиска других ядерных энергетических систем не только более безопасных с точки зрения распространения ядер-

ного оружия, но и экономичных в использовании урана. Реактор с линейным ускорителем является одной из таких систем, весьма многообещающей как в отношении производства делящихся материалов, так и безопасности. В этом реакторе с помощью пучка протонов или дейтронов высокой энергии из линейного ускорителя, бомбардирующих мишень из Pb—Bi, возникает интенсивный