

по. В. С. Кафтанов рассказал о последних результатах по поискам промежуточного векторного бозона в ЦЕРНе. Эксперимент, в проведении которого принимал участие и сам докладчик, приводит к выводу о том, что если векторный бозон и существует, то его масса больше

2,2 Гэв. Ф. Л. Шапиро рассказал о последних достижениях его группы по созданию поляризованной протонной мишени. Достигнутая поляризация протонов составляет 50%.

П. К.

Конференция по быстрым реакторам в Детройте

В апреле 1965 г. в Детройте (США) проходила Национальная конференция Американского ядерного общества, посвященная вопросам технологии реакторов на быстрых нейтронах. В конференции приняло участие около 300 инженеров и ученых, в том числе много представителей ведущих американских фирм. Среди гостей из семи стран находилась советская делегация в составе четырех человек. На шести заседаниях конференции было заслушано около 30 докладов, большинство которых представлено организаторами конференции.

В докладе Филлипса (Великобритания) «Работа реактора в Даунри на полной мощности» даны итоги работы реактора за последние два года. К середине 1963 г. удалось преодолеть различного рода трудности и неполадки и прежде всего устранить причины, вызывавшие попадание газа из газовых подушек первого контура в теплоноситель (NaK). Начиная с июля 1963 г. и до последнего времени реактор устойчиво и надежно работал на проектной мощности 60 Мвт (тепл.) [14 Мвт (эл.)]. Остановки (практически только плановые) были связаны с перегрузками рабочих и опытных твэлов и некоторыми переделками активной зоны, направленными на расширение экспериментальных возможностей установки. Коэффициент использования установленной мощности за этот период превысил 60%. В настоящее время в реакторе находится третья загрузка с твэлами из уран-молибденового сплава и оболочкой из ниобия. Как и в двух предыдущих загрузках, используются негерметичные твэлы с организованным протоком NaK в зазоре между ураном и оболочкой. К настоящему времени проектное выгорание 1,4% превышено больше чем вдвое. Экстраполяция на основании экспериментальных данных величины зазора между ураном и оболочкой на нуль дает максимальную глубину выгорания ~3,5%. Из-за негерметичности твэлов равновесная активность теплоносителя за счет короткоживущих осколков весьма велика — примерно в 100 раз больше активности Na²⁴. Основной вклад вносит Cs¹³⁸ — около 600 кюри/л. Активность долгоживущих продуктов деления на несколько порядков меньше.

В табл. 1 приведена активность натрия, измеренная через шесть дней после взятия пробы из контура.

Количество растворенного в теплоносителе урана и плутония ничтожно — не выше 0,5 г и 20 мг соответственно.

Несмотря на сравнительно большой объем контура (~30 м³), высокая степень очистки теплоносителя от окислов осуществляется одной ловушкой с воздушным охлаждением. Расход теплоносителя через ловушку 0,25 м³/ч. Скорость коррозии ниобиевых оболочек твэлов в теплоносителе при 520—530°С составляет всего 25—50 мк/месяц, что вполне допустимо.

Система перегрузки топливных пакетов работала нормально. За все время эксплуатации было осуществлено свыше 3000 операций по загрузке и выгрузке твэлов. В докладе отмечается необходимость регулярной очистки деталей механизма перегрузки от образующейся окисной пленки теплоносителя. Такая очистка

Таблица 1

Спектр γ -излучения теплоносителя через шесть суток после взятия пробы

Энергия, Мэв	Вероятный изотоп	Активность, мюри/л
0,14	Ce ¹⁴³ , Ce ¹⁴⁴	0,9
0,22	Te ¹³²	1,5
0,364	J ¹³¹	9
0,5	Ru ¹⁰³ , Ru ¹⁰⁶	0,9
0,67	J ¹³² , Cs ¹³⁷	0,9
0,76	Zr ⁹⁵ — Nb ⁹⁵	2,9
1,6	Ba ¹⁴⁰ — La ¹⁴⁰	11

осуществляется без извлечения механизмов из реактора с помощью перчаточной камеры.

Слабым участком системы являются дизельгенераторы, питающие циркуляционные насосы контуров (всего 48 дизельгенераторов, включая 6 резервных, на 24 петли). Дизельгенераторы сильно износились и требуют повышенного внимания и ухода. Сейчас принято решение о переводе 16 петель на питание от сети. При аварийном отключении внешней сети энергообеспечение установки будет обеспечиваться за счет собственного турбогенератора.

Опыт эксплуатации реактора EBR-II приведен в докладе Новика, Мак-Гинниса и Уитэма (США). Основное внимание уделено трудностям, встретившимся в процессе наладки и вывода реактора на мощность. Оказалось, что при номинальном расходе нагретого теплоносителя в корпусе электромагнитных насосов второго контура возникает сильная вибрация. После ремонта одного из насосов максимальная мощность реактора была ограничена 75% номинальной. Оба центробежных насоса первого контура вышли из строя в связи с неправильными допусками в лабиринтном уплотнении, что привело к искривлению вала. После ремонта и небольшой модификации насосы работают нормально. Хорошую работоспособность показали гидростатические подшипники насосов.

В конце 1964 г. после некоторого периода нормальной работы на тепловой мощности 48 Мвт [14 Мвт (эл.)] реактор пришлось остановить, так как развалился один из шарикоподшипников в осцилляторном устройстве, предназначенном для кинетических исследований системы. Часть шариков попала в механизмы системы управления и защиты (СУЗ) и заклинила два регулирующих стержня. На ремонт СУЗ и «вылавливание» шариков потребовалось свыше трех месяцев.

Реактор «Энрико Ферми» (доклад Александерсона, Брэньяна и Олсона, США) работает на тепловой мощности до 1000 квт. Имевшиеся неполадки устранены, и все оборудование действует нормально. Ожидается, что в ближайшее время будет получено разрешение КАЭ на повышение мощности. На реакторе продолжает-

ся выполнение программы экспериментальных исследований (взвешивание стержней СУЗ, изучение распределения мощности, кинетические исследования и т. п.).

Некоторые результаты исследований в сравнении с данными как первоначальных расчетов, так и уточнений на основании модельных опытов на критической сборке ZPR-III приведены в табл. 2.

В процессе исследований обнаружен медленный монотонный рост реактивности со временем, ускоряющийся с повышением температуры. Интегральный прирост реактивности за все время составляет 0,4%. Этот эффект, по-видимому, объясняется накоплением легких атомов (кислорода, водорода) в циркониевой оболочке твэлов. Возможно также, что некоторую роль играют фазовые превращения в уране с изменением плотности.

В процессе эксплуатации осуществлена перегрузка около 1000 пакетов без каких-либо осложнений.

На заседании, посвященном ядерному топливу, были прочитаны доклады по радиационной стойкости оксидного, карбидного и металлического ядерного горючего. Большой интерес вызвал доклад Страссера, Уилока и Неймарка (США) «Уран-плутониевое карбидное горючее для быстрых реакторов». До сих пор, как известно, радиационная стойкость монокарбида урана была подтверждена только до выгорания ~3—4%. Здесь же впервые сообщены данные, относящиеся к значительно более глубокому выгоранию, причем не только для чистого монокарбида урана, но и для его смеси с монокарбидом плутония. Оказалось, что превосходная радиационная стойкость монокарбидного горючего (в особенности суперстехиометрического состава) сохраняется вплоть до достигнутой максимальной глубины выгорания 114 Мет.сутки/кг [при

теплонапряженности 150—280 кат/кг (U + Pu)]. Увеличение диаметра топливного стержня составляет 0,5—0,6% на 1 ат.% до выгорания. Выход газовых осколков при выгорании меньше 40 Мет.сутки/кг очень мал (< 1,5%). При более высоком выгорании из горючего выходит до 50% газа.

Весьма интересные данные получены также по совместимости монокарбидного топлива (UPuC) с материалом оболочки. Показано, что если применяется контактный натриевый подслоя, то субстехиометрическое горючее хорошо совместимо с нержавеющей сталью, а суперстехиометрическое — плохо. Однако при использовании гелиевого подслоя горючее суперстехиометрического состава обладает превосходной совместимостью с нержавеющей оболочкой вплоть до 800—900° С. Следует подчеркнуть, что совместимость сохраняется вплоть до очень глубокого выгорания когда химический состав горючего существенно отличается от первоначального. Ниобиевая оболочка совместима с монокарбидным горючим в любых условиях. Однако применение ниобия существенно ухудшает физические характеристики быстрых реакторов и поэтому не представляется достаточно перспективным.

Новые данные по глубокому выгоранию металлического горючего приведены в докладе Киттеля, Себилеу и Ратейка (США) «Металлические топливные элементы для быстрых реакторов». Основное направление этих исследований связано с использованием прочной оболочки для сдерживания газового распухания и созданием в твэле объема для распухания и сбора осколочных газов. Толщина оболочки в этих исследованиях составляет 0,4—0,6 мм. Взаимодействие с ураном, и в особенности с уран-плутониевыми сплавами, ограничивает возможности применения нержавеющей стали в быстрых реакторах, проектируемых для работы на высоких температурах, поэтому основное внимание уделялось тугоплавким материалам на основе ниобия и ванадия. Наиболее перспективным по механическим и ядерным свойствам представляется ванадий. Интересно, что в Аргоннской национальной лаборатории разработана технология и налажено производство трубок твэлов быстрых реакторов из сплава V—20% Ti.

Успешно проведены эксперименты по облучению образцов из сплава уран — плутоний — фишм — ниобий в оболочках. Достигнуто выгорание ~5%. Показано, что объем для газового распухания должен быть распределен вдоль всей длины твэла (торцовых полостей недостаточно).

Экспериментально показана хорошая радиационная стойкость образцов урана, содержащих мелкодисперсные нерастворимые примеси. На частицах примеси (10^{12} — 10^{13} на 1 см³) задерживаются мелкие газовые пузырьки, в связи с этим затрудняется их слияние в более крупные. Ведутся работы по изучению поведения под облучением тройных сплавов U — Pu — Ti и U — Pu — Zr. Ожидается, что благодаря высокой температуре плавления (выше 1100° С) радиационная стойкость этих сплавов будет хорошей.

Интересные сведения о металлическом горючем приведены в докладе Филлипса по реактору в Даунри. Обнаружен новый эффект — растрескивание уран-молибденового сплава в твэлах при облучении. В предварительных исследованиях таких твэлов в тепловых реакторах подобного эффекта обнаружено не было. Разница в поведении твэлов в обоих случаях, по-видимому, объясняется различием в температурных полях и напряжениях внутри элемента, т. е. влиянием самонагрева. Проведено испытание твэлов с различным содержанием молибдена. Оказалось, что сплав

Таблица 2

Некоторые физические характеристики реактора «Энрико Ферми»

Параметры	Расчет	Скорректированное значение	Измеренное значение
Критическая масса U ²³⁵ , кг:			
при 17° С	416,9	—	—
при 200° С	—	467,9	465,6
Эффективность стержня Δk/k, %			
регулирующего	0,332	0,336	0,296
аварийной защиты	0,887	0,973	0,847
Температурный коэффициент реактивности, обрат. час/°С			
при 200° С	-1,15	-1,6	-1,5
при 320° С	—	-1,7	-1,6
Вклад натрия в реактивность (усредненный по высоте пакета), %/кг:			
в центре активной зоны	—	+0,012	+0,012
на краю активной зоны	—	+0,018	+0,014
среднее	+0,023	+0,016	+0,013

U — 11,8% Mo более склонен к растрескиванию, чем обычно применявшийся сплав U — 9% Mo. Уменьшение содержания молибдена до 7% практически не сказывается на поведении урана под облучением. Решено в дальнейшем использовать сплав U — 7% Mo.

Результаты исследований газового распухания сплава U — 9% Mo в реакторе при различных пиковых температурах приведены на рис. 1. Немонотонная зависимость от температуры объясняется наличием температурной области (425—565° C), в которой происходят фазовые превращения и которая соответствует более

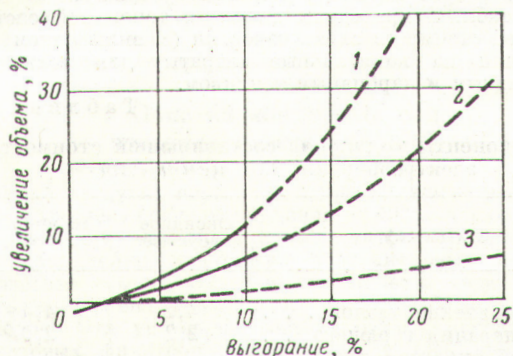


Рис. 1. Распухание сплава U — 9% Mo под облучением при различных температурах:

1 — 500° C < T < 565° C; 2 — 565° C < T < 675° C; 3 — T < 500° C.

интенсивному газовому распуханию, чем область γ -фазы. При температурах в центре твэла ниже 500° C материал на поверхности остается в γ -фазе и содержит распухание центральной зоны.

В работе Зербоски, Мюстелера и Коввелла (США) «Оксидное горючее для быстрых реакторов» основное внимание уделено детальному изучению механизма выгорания. Большинство исследований относится к смеси $UO_2 - PuO_2$. Изучалось поведение сильно напряженных твэлов с температурой центра, превышающей температуру плавления. Указывалось, что температура плавления $UO_2 - PuO_2$ имеет максимум, равный 2900° C при содержании PuO_2 5% (температура плавления стехиометрического UO_2 2770° C). Накопление осколков в UO_2 приводит к понижению точки плавления на 150° C при выгорании 5%. Расплавление сердечника при больших нагрузках влечет за собой осевое перераспределение материала. В нижней части твэла средняя плотность после облучения всегда больше, чем в верхней. В ряде случаев при большой области расплавления (и соответственно большом объеме изменения), а также при термоциклировании с превышением температуры плавления наблюдается разрушение оболочки.

Очень внимательно изучалась совместимость оксидного горючего с натрием для определения перспектив применения натриевого подслоя в твэлах, а также возможностей работы с поврежденной оболочкой. Показана хорошая совместимость для стехиометрического состава, а в некоторых случаях отмечалось слабое взаимодействие при отклонении от стехиометричности. Обнадешающие результаты получены в экспериментах с негерметичными твэлами, рассчитанными на выпуск газа в теплоноситель. Показано, что при времени задержки газа в горючем и твэле 25 суток оско-

лочная активность теплоносителя, в основном цезиевая, должна быть немного меньше, чем активность Na^{24} . Оксидное горючее, как необлученное, так и частично выгоревшее, хорошо совместно с нержавеющей сталью при 700° C (по крайней мере в течение 5000 ч). Положительные результаты при меньшем времени взаимодействия достигнуты при температурах выше 1000° C. Исследования выгоревших твэлов показали наличие существенной осевой и радиальной миграции продуктов деления. Большинство осколков диффундирует в сторону высоких температур, а некоторые, как, например, цезий, — в сторону низких температур. В отдельных случаях обнаруживается миграция плутония. Важность этого эффекта определяется его влиянием на величину доплеровского коэффициента реактивности.

Обзор последних данных по влиянию радиационного облучения на конструкционные материалы приведен в докладе Буша, Мотеффа и Вейра (США) «Радиационные повреждения конструкционных материалов».

В докладе анализируются данные для нержавеющей стали и материалов на никелевой основе, циркониевых и титановых сплавов, тугоплавких металлов, а также рассматриваются механизмы радиационного воздействия. Представляет интерес результаты исследований механических свойств нержавеющей Ст. 304, иллюстрируемые на рис. 2. Механические испытания проводились хотя и вне реактора, но при температуре облучения. Как видно из рисунка, эффект высокотемпературного охрупчивания, на который обращается серьезное внимание [в особенности после Третьей международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1964)], оказывается в данном случае практически очень небольшим. Заметное радиационное воздействие наблюдается лишь в районе 200° C.

Анализ свойств конструкционных материалов, применяемых для элементов оборудования быстрых реакторов, приведен в докладе Шоуди и Эллио (США) «Выбор материалов для быстрых реакторов». Рассмотрено коррозионное воздействие натрия на нержавеющие стали. Указывается на непредставительность испытаний в статических условиях. Подчеркнуто влияние

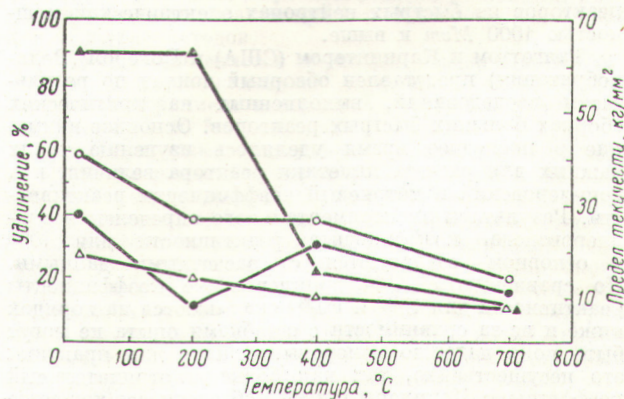


Рис. 2. Предел текучести и относительное удлинение нержавеющей Ст. 304 до и после облучения интегральным потоком быстрых нейтронов ($E > 1 \text{ Мэв}$) $7 \cdot 10^{21} \text{ нейтр/см}^2$ (температура испытания и облучения одинаковая):

▲ — предел текучести до облучения; ● — предел текучести после облучения; △ — удлинение до облучения; ○ — удлинение после облучения.

содержания кислорода на растворимость железа в натрии, которая может при этом изменяться в 10 раз.

Наличие азота в системе (в газовых подушках) приводит к азотизации нержавеющей стали. Описаны эксперименты по коррозионному воздействию продуктов реакции воды с натрием на сталь 2,25% Cr — 1% Mo, применяемую в парогенераторах. Отмечены большие скорости коррозии при высоких концентрациях в растворах NaOH — H₂O и NOH — Na. Интересны данные о материалах, употребляемых в биологической защите быстрых реакторов. В табл. 3 показано содержание воды в серпентиновой руде (3MgO; 2SiO; 2H₂O) при высоких температурах.

Таблица 3

Содержание воды в серпентине в зависимости от температуры и времени испытаний, вес. %

Время испытаний, ч	Температура испытания, °C			
	425	480	510	538
0	13,48	13,48	13,48	13,48
24	10,88	10,51	10,04	—
48	10,74	—	—	5,20
66	—	10,24	9,66	—
100	—	10,10	9,43	—
336	10,41	—	—	1,08
1000	10,40	—	—	—

Доклады Морабито и Сэвиджа «Основное оборудование и испытательные стенды для натриевых систем» и Коха «Перегрузка топлива в быстрых реакторах» посвящены обобщению опыта работы оборудования быстрых реакторов в США. В этих докладах отмечается, что основное оборудование (насосы, теплообменники, парогенераторы, механизмы перегрузки) существующих установок работает достаточно надежно и нет каких-либо принципиальных затруднений в создании подобного оборудования для энергетических реакторов на быстрых нейтронах электрической мощностью 1000 Мвт и выше.

Талготтом и Каринтером (США) и Бокером (Великобритания) представлен обзорный доклад по результатам исследований, выполненных на критических сборках больших быстрых реакторов. Основное внимание в последнее время уделялось изучению таких важных для расчета кинетики реактора величин, как доплеровский и натриевый коэффициенты реактивности. Результаты экспериментального определения доплеровского коэффициента реактивности для U²³⁸ в основном согласуются с расчетными данными. По сравнению с U²³⁸ доплеровские коэффициенты реактивности для U²³⁵ и Pu²³⁹ оказываются на порядок ниже и из-за сравнительно с ошибками опыта не могут быть пока надежно измерены. Однако для практики это несущественно, так как большой отрицательный коэффициент Доплера для U²³⁸ обеспечивает хорошую устойчивость больших промышленных реакторов.

Отдельные доклады были посвящены проектам исследовательских быстрых реакторов FARET (автор доклада Симмонс и др.) и SEFOR (автор Вольф и др.), которые создаются в США.

Мощность реактора FARET 50 Мвт, максимальная температура натрия на выходе из реактора 650° С.

Энергонапряженность достигает 1200 квт/л. Основным конструкционным материалом служит Ст. 304 следующего состава: 18—19% хрома, 11,5—12% никеля, 1—2% марганца, 0,5% кремния, 0,04—0,06% углерода. Основное назначение реактора — исследования работы твэлов с различными топливными композициями (в первую очередь оксидными, карбидными и металлическими) при высоких температурах, больших теплонапряженностях и глубоких выгораниях. Максимальная скорость выгорания составит 1% в месяц.

В докладе Лейтца (США) даны экономические оценки затрат по всему топливному циклу.

В табл. 4 приведены значения топливной составляющей стоимости электроэнергетики (с включением начислений на капитальные затраты) для реакторов с оксидным и карбидным топливом.

Таблица 4

Компоненты топливной составляющей стоимости электроэнергии, 0,01 цент/квт·ч

Статьи затрат	Топливная составляющая стоимости электроэнергии, 0,01 цент/квт·ч	
	Оксидное горючее	Карбидное горючее
Изготовление твэлов	4,2	4,4
Регенерация горючего	2,2	2,0
Выработка дополнительного плутония	-1,8	-3,9
Начисления	3,2	2,8
Итого	7,8	5,3

Топливная составляющая стоимости электроэнергетики для быстрых реакторов очень невелика — в несколько раз меньше, чем для тепловых реакторов. Эти данные получены на основании исследований четырех проектов энергетических быстрых реакторов электрической мощностью 1000 Мвт, выполненных различными фирмами США. Основные параметры этих систем обсуждались на Третьей женеvской конференции. Глубина выгорания принималась равной 100 Мвт·сутки/кг. Стоимость изготовления твэлов 300 долл/кг (U + Pu), стоимость регенерации в два раза меньше, начисления 10%, коэффициент использования установленной мощности 80%, стоимость плутония 10 долл/г. Ошибки расчета, по мнению автора, составляют 0,02—0,03 цент/квт·ч.

В докладе делается вывод о существенном экономическом преимуществе быстрых реакторов.

На заседании, посвященном перспективам концепциям, рассматривались разработки новых вариантов быстрых реакторов. Прежде всего речь шла о таких реакторах, в которых нет обычных твэлов. Горючее в них используется в виде расплава, керамических шариков без покрытия или мелкодисперсной взвеси. Во всех трех системах теплоносителем служит натрий. Докладывались также проекты быстрых реакторов с паровым и газовым охлаждением.

Советская делегация выступила с двумя докладами: «Атомная станция БН-350» (А. И. Лейпунский и др.) и «Исследование полей температур в твэлах реактора БН-350 (В. И. Субботин и др.)». Оба доклада были выслушаны с большим интересом и вызвали много вопросов.

О. Д. Казачковский