

Второе заседание Международной рабочей группы по быстрым реакторам

II заседание Международной рабочей группы по быстрым реакторам (МРГБР) при МАГАТЭ прошло в Вене в марте 1969 г. В нем приняли участие члены группы от шести стран (Великобритании, СССР, США, Франции, ФРГ и Японии). Присутствовали также наблюдатели из ПНР, ЧССР и представитель Европейского агентства по атомной энергии. Участники заседания обменялись мнениями по итогам и перспективам работ по быстрым реакторам в странах, представленных в МРГБР.

Интенсивность работ в области быстрых реакторов с каждым годом заметно увеличивается. В последнее время наблюдается концентрация усилий практически в одном направлении, которое предусматривает использование твердого топлива и жидкометаллического натриевого теплоносителя. Это направление, по современным представлениям, является наиболее целесообразным и экспериментально обоснованным. Предполагается, что первые конкурентоспособные реакторы такого типа электрической мощностью ~ 1000 Мвт начнут вводиться в строй в конце 70-х годов. Английские специалисты сообщили о намерении начать в ближайшее время разработку и создание быстрого реактора большой мощности, не дожидаясь пуска реактора PFR. Мощность реактора еще не определена. Рассматриваются два варианта на 1300 и 600 Мвт.

В четырех странах (США, Великобритания, ФРГ и СССР) изучается возможность использования быстрых реакторов с газовым охлаждением, которые, как предполагается, могут служить в качестве резервного варианта. Проводившиеся в ФРГ работы по паровому охлаждению быстрых реакторов преобразуются.

Надежность и эксплуатационные качества энергетических быстрых реакторов будут показаны на демонстрационных установках электрической мощностью 300—500 Мвт, которые создаются или будут создаваться во всех странах, представленных в МРГБР.

Отмечена некоторая задержка с монтажом реактора PFR в Даунри, связанная с трудностями выполнения некоторых сварочных работ на крышке реактора. В результате срок окончания строительства отодвинут на 1971 г. Строительство советского реактора БН-350 в г. Шевченко предполагается завершить в 1970 г. Ведется разработка реактора БН-600. Окончание строительства французского демонстрационного реактора «Феникс» намечено на 1972 г. Проектирование быстрого реактора с натриевым охлаждением мощностью 300 Мвт в ФРГ идет по плану и должно быть закончено в начале 1970 г. В создании этого реактора кроме ФРГ примут участие Голландия, Бельгия и Люксембург. В Японии планируют пустить реактор подобного типа в 1976 г. США объявили о намерении построить последовательно три демонстрационных реактора с натриевым охлажде-

нием. Начало строительства первого из них намечено на 1970 г.

В качестве горючего для быстрых реакторов в первую очередь практически всюду предполагается использовать керамическое оксидное горючее ($UO_2 + PuO_2$). Работы в этом направлении во всех странах ведутся с большим размахом. Отмечается некоторое снижение интереса к монокарбидному горючему. Это, по-видимому, объясняется тем, что эффект газового распухания в нем при больших выгораниях несколько больше, чем для оксидного горючего, а совместимость с оболочкой твэла хуже. Несколько усилилось изучение возможности использования в качестве ядерного горючего нитридов, сульфидов и фосфидов урана и плутония.

Работы по металлическому горючему продолжаются примерно на прежнем уровне. В Аргоннской лаборатории изучаются главным образом тройные сплавы ($U - Pu - Zr$ и $U - Pu - Ti$) в оболочке из тугоплавких материалов (V, Nb).

В лабораторном масштабе изучаются методы химической переработки. Наибольшее внимание уделяется фторидной технологии. Начато изучение применения фторидной технологии к оксидному горючему, содержащему плутоний. Закончены работы по опытной пирометаллургической регенерации металлического горючего для реактора EBR-II.

В нескольких странах проводились измерения разными методами величин α^* для плутония. По предварительным американским данным, значения α несколько ниже, чем было сообщено в 1967 г. английскими учеными. Для сравнения приведена таблица значений α .

Полезно сделать некоторые замечания о действующих и сооружаемых исследовательских реакторах. После успешного проведения работ по замене треснувшего участка трубопровода реактор в Даунри выведен на мощность и работает нормально. Эксплуатация советского реактора БР-5 проводилась нормально. Осуществлен физический пуск реактора БОР-60 без теплоносителя. Реактор «Рапсодия» работает на мощности, превышающей проектную на 20%. Проведена перегрузка активной зоны. В 1970 г. предполагается достичь мощность в два раза больше проектной. Реактор EBR-II выведен на мощность 50 Мвт (до этого было 45 Мвт). Вновь стальные пакеты отражателя заменены на урановые. В результате почти восстановлено прежнее (уверенно отрицательное) значение мощностного коэффициента реактивности. На реакторе «Энри-

* Отношение сечения радиационного поглощения к сечению деления.

Значение α по разным данным

№ группы	Энергетический интервал группы, кэв	Советские данные *	Американские данные	Английские данные
9	100—46,5	0,22	—	0,18
10	46,5—21,5	0,33	0,31	0,37
11	21,5—10,0	0,45	0,48	0,74
12	10,0—4,65	0,50	0,64	1,15
13	4,65—2,15	0,56	0,94	1,22
14	2,15—1,00	0,62	0,88	0,85
15	1,00—0,465	0,66	0,95	0,82
16	0,465—0,215	0,70	0,90	0,76
17	0,215—0,100	0,74	0,84	0,64

* Л. П. Абагян и др. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1964.

ко Ферми» удалось извлечь все шесть циркониевых сегментов из нижнего коллектора. В процессе этих работ было обнаружено, что еще один из этих сегментов (второй по счету) был сорван со своего места потоком натрия и оказался прижатый к нижней решетке. Предполагается, что в этом году реактор будет вновь введен в эксплуатацию. На реакторе SEFOR (США) проведена обкатка контуров на натриевом теплоносителе. Работы по проекту реактора FFTF продолжаются нормально. Пуск реактора намечен на 1973 г. Заполнение контуров реактора KNK (ФРГ) натрием предполагалось осуществить в мае этого года. Строительство исследовательского реактора мощностью до 100 Мвт в Японии должно начаться в этом году с достижением критичности в 1973 г.

Полезно сообщить также о некоторых технических деталях, затронутых во время дискуссии. При ремонте реактора в Даунри успешно использовался акустический метод исследований, с помощью которого было обнаружено место течи основного контура (трубопроводы окружены чехлом). При пуске реактора после ремонта был обнаружен захват газа теплоносителем. Акустический метод позволил определить, что этот процесс имел место только в двух из 24 петель. В последующем был установлен источник попадания газа в контур. При первичной обкатке реактора SEFOR с натрием в контуре был установлен сетчатый фильтр. В течение нескольких часов после пуска он оказался полностью забитым (сварочным графом и др.) и расход упал до нуля. Фильтр был заменен на другой с большей поверхностью пропускания (в виде чулка). При обкатке с этим фильтром расход не снижался. Однако после остановки оказалось, что фильтр разорвался и часть сетки вымыло в контур. При сварочных работах на трубопроводах реактора в Даунри вызывало затруднение попадание стекающих остатков Na—K в места сварки. Для исключения этого использовались

пробки из Na, которые вставлялись на некоторую глубину внутрь свариваемых трубопроводов. При пуске эти пробки расплавились или растворялись в Na—K. В США проводилось сравнение скорости вымывания различных материалов при наличии небольшой течи в стенке, отделяющей воду от натрия. Как оказалось, скорость размыва кроля заметно больше, чем нержавеющей стали или инколя. При эксплуатации реактора «Рапсодия» было обнаружено, что один из газовых трубопроводов забит окислами натрия. Разогрев закупоренного участка ничего не дал. Ликвидировать пробку удалось подачей к этому месту расплавленного натрия.

Следует обратить внимание, что проведению ремонтных работ дистанционного и полудистанционного характера на реакторах в Даунри и «Энрико Ферми», как правило, предшествовало создание полномасштабных макетов. Эти макеты воспроизводили всю геометрию, материал заменяемого участка и условия доступности. Ремонтные работы на реакторах проводились лишь после отработки всей технологии на макете.

Эффект распухания нержавеющей стали под облучением прослежен вплоть до интегрального потока быстрых нейтронов $\sim 10^{23}$ нейтр/см². При температурах облучения 450—550° С относительное увеличение объема сталей 304 и 316 описывается приближенной эмпирической формулой $\frac{\Delta v}{v} \% = 0,191 \Phi^{1,143}$, где

величина интегрального потока быстрых нейтронов Φ выражена в единицах 10²². Этот эффект должен учитываться в конструкции внутриреакторных устройств и, в частности, нижней опорной решетки.

На заседании рассматривался вопрос о месте и времени проведения намеченной на первом заседании МРГБР конференции МАГАТЭ по технологии реакторов с жидкотеплоносительным теплоносителем. Принята рекомендация провести конференцию в Монако в марте 1970 г. Представители ФРГ сообщили о намерении провести осенью будущего года в Карлсруэ конференцию по облучению опытных твэлов быстрых реакторов. Предполагается, что конференция будет международной с приглашением представителей заинтересованных стран. Намеченную ранее на 1970 г. конференцию по безопасности быстрых реакторов решено передвинуть на более поздний срок. Высказано пожелание о рассмотрении на следующем заседании МРГБР вопроса о проведении серии конференций по опыту пусковых работ и эксплуатации быстрых реакторов (1971—1973 гг.) в странах, создающих демонстрационные реакторы. Кроме совещания экспертов (в Великобритании) по измерению величины α для плутония, которое состоится летом этого года, рекомендовано провести также совещания по следующим вопросам: а) приемы контроля параметров внутри активной зоны (Карлсруэ, осень 1969 г.); б) влияние паров натрия на механизмы, расположенные над активной зоной (Кадараш, март 1970 г.); в) методы обнаружения вышедших из строя твэлов в активной зоне (Карлсруэ, осень 1970 г.).

О. Д. КАЗАЧОВСКИЙ