

НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СССР*)

И. В. Курчатov

Освещаются главные направления развития работы в области атомной энергетики в СССР, а также рассмотрены некоторые вопросы физики атомных реакторов с водяным замедлителем.

В Советском Союзе осуществляется большое энергетическое строительство. Мы располагаем разнообразными природными энергетическими ресурсами. Обширные и легкодоступные залежи каменных углей и хорошие условия для создания каскадов крупнейших гидроэлектростанций имеются в Сибири. Богатые водные ресурсы позволяют получать там дешевую гидроэнергию, а на базе открытых угольных карьеров—дешевую электрическую и тепловую энергию. В ближайшие 15—20 лет в Ангара-Енисейском бассейне намечено создать мощную энергосистему с производством электроэнергии 250—300 млрд. *квт-ч* в год.

Однако большая часть населения и промышленности СССР сосредоточена в настоящее время на равнинах европейской части страны. Дешевые гидроресурсы здесь будут скоро исчерпаны, а добыча и транспортировка ископаемых углей на большие расстояния требуют больших затрат. Вместе с тем быстро растущие промышленность и сельское хозяйство требуют большого увеличения производства электрической и тепловой энергии.

Имеющихся у нас ресурсов будет достаточно на ближайшие десятилетия, но в более отдаленном будущем атомная энергия может оказаться тем практически неисчерпаемым и относительно дешевым источником, который

обеспечит изобилие энергии в Европейской части СССР.

Мы ставим задачу создать атомную энергетику, которая, по крайней мере для условий Европейской части Союза, будет экономически более выгодной, чем угольная энергетика. Ясно, что только на крупных атомных электростанциях можно достигнуть экономически выгодных показателей атомной энергетики.

Поэтому намечается строить крупные атомные электростанции на первое время мощностью около 400—600 тыс. *квт* каждая, для того чтобы накопить опыт строительства и эксплуатации атомных электростанций, а также массового производства тепловыделяющих элементов и их переработки.

Строительство крупных атомных электростанций и их эксплуатация дадут также возможность проверить, какие из установок будут наиболее безвредны и безопасны для окружающего населения. Эти данные и экономические характеристики определяют тип атомных электростанций и масштабы атомной энергетики на период 1960—1970 гг.

В 1955—1960 гг. в Советском Союзе намечено построить пять опытных атомных электростанций. Станции будут входить в строй с конца 1958 г.; часть их начнет работать в 1959 г., а некоторые—в 1960 г.

На двух станциях будут установлены реакторы на тепловых и надтепловых нейтронах с водяным замедлителем и теплоносителем.

*) Лекция, прочитанная 25 апреля 1956 г. в английском научно-исследовательском атомном центре в Харуэлле.

Электрическая мощность, получаемая от одного реактора станции,—200 000 *квт*. Три турбины каждого реактора мощностью по 70 000 *квт* будут работать на насыщенном паре давлением около 30 *атм*.

Будет построена станция второго типа с реакторами, аналогичными реактору первой атомной электростанции Академии наук СССР (доклад об этой станции был сделан проф. Блохинцевым на Женевской конференции). Реакторы на тепловых нейтронах будут иметь графитовый замедлитель; тепло будет отводиться водой и паром. Пар давлением около 90 *атм*, перегретый до 480—500°, будет питать турбины общей мощностью 200 000 *квт*.

На атомной электростанции третьего типа будет установлен гетерогенный реактор с замедлителем из тяжелой воды. Отвод тепла будет осуществляться циркуляцией газа. На Нью-Йоркской национальной конференции в октябре 1955 г. проф. Владимирский сообщил об основных характеристиках этого реактора, который будет производить пар давлением около 30 *атм* и температурой около 400° С для питания турбин общей мощностью 200 000 *квт*.

Кроме этих трех типов мощных атомных электростанций, в течение 1959—1960 гг. мы построим и введем в действие несколько экспериментальных атомных установок электрической мощностью 50—70 тыс. *квт* каждая.

К ним относятся:

1) реактор на тепловых нейтронах с замедлителем из обыкновенной воды и турбиной, работающей на слабо радиоактивном паре, получаемом непосредственно в реакторе;

2) гомогенный реактор с замедлителем из тяжелой воды и расширенным воспроизводством ядерного горючего в цикле Th^{232} — U^{233} ;

3) реактор на тепловых нейтронах с замедлителем из графита и отводом тепла при помощи натрия;

4) реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением и расширенным воспроизводством ядерного горючего в цикле U^{238} — Pu^{239} .

Выполнение этой программы опытного строительства атомных электростанций обеспечивает возможность отбора лучших типов и позволит также разобраться во многих не вполне еще ясных вопросах физики реакторов.

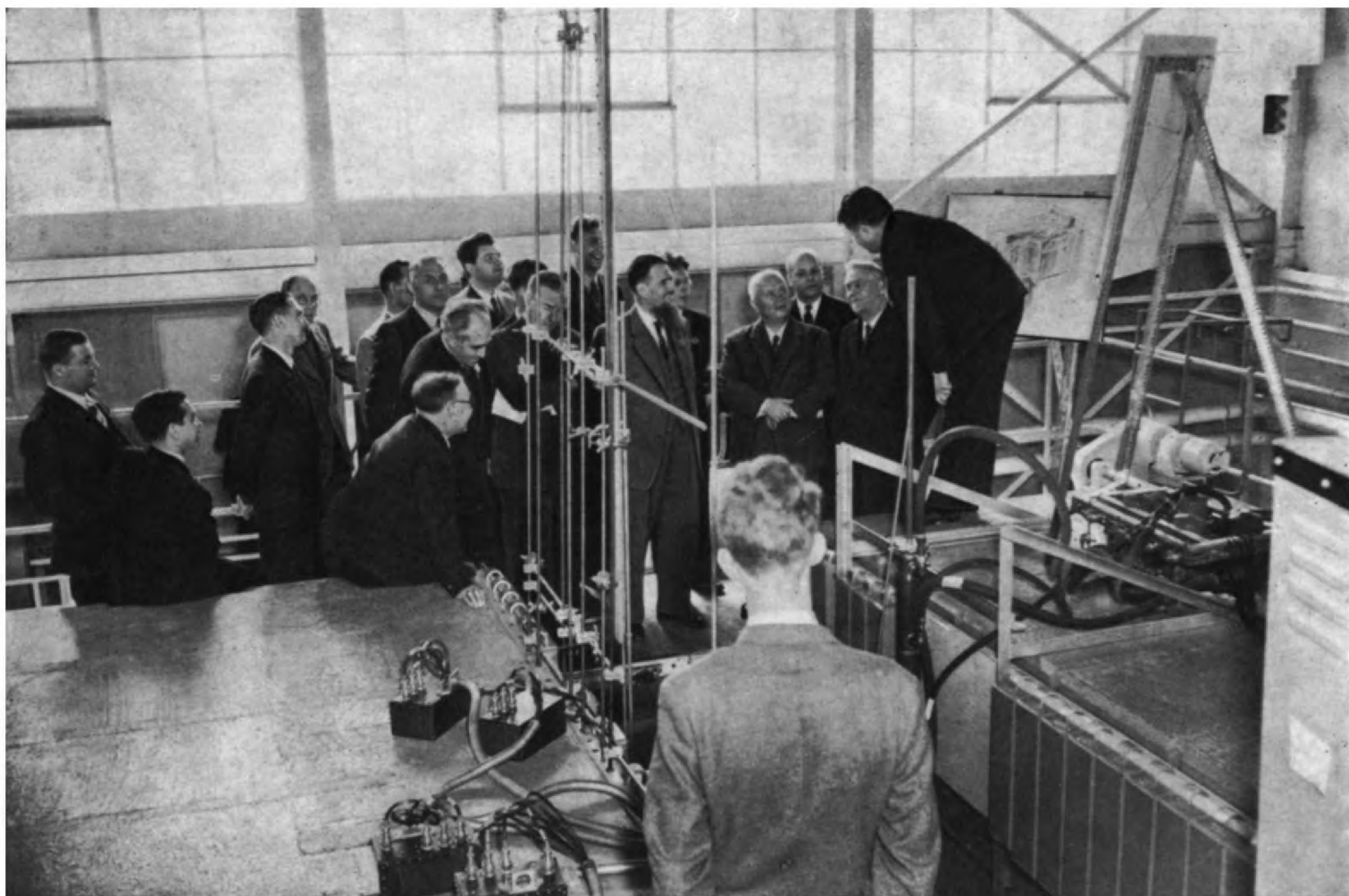
Мы надеемся, что проводимые нами работы окажутся полезными для тех государств, где по состоянию природных ресурсов необходимо неотложное развитие атомной энергетики.

Остановимся теперь на некоторых физических вопросах, связанных с реакторами, в которых замедление нейтронов происходит в воде. Этим вопросам в последние годы уделялось большое внимание со стороны ученых института, директором которого я являюсь. Реакторы с водяным замедлителем обладают высоким коэффициентом воспроизводства ядерного горючего в соединении с простотой и компактностью конструкции. По нашему мнению, они являются перспективными для большой атомной энергетики ближайшего будущего.

Теория реактора, работающего на тепловых или на быстрых нейтронах, за исключением реакторов с водяным замедлителем, где возникают специфические условия из-за большого влияния на физические процессы надтепловых нейтронов, в настоящее время относительно хорошо разработана. В уран-водной решетке относительно большая доля нейтронов может поглощаться с делением в области энергии приблизительно от 0,1 до 3—5 эв, т. е. лежащей выше области тепловых энергий и ниже области нижних резонансных уровней U^{238} . Эта доля в зависимости от параметров решетки и глубины выгорания может достигать 80%.

Простейшее теоретическое рассмотрение реактора, в котором влияние надтепловых нейтронов на процесс размножения велико, сделано проф. Фейнбергом в докладе на сессии Академии наук в 1955 г. В расчетах он исходил из элементарной теории замедления, пренебрегая наличием химической связи между протонами замедлителя; тем не менее это допущение позволяет качественно выяснить основные особенности такого реактора, которые возникают главным образом в связи с наличием большого резонансного пика кривой сечения Pu^{239} при 0,3 эв.

Пока в активной зоне нет плутония, расчетная величина коэффициента размножения k_{∞} мало зависит от наличия поглощения надтепловых нейтронов. Однако при глубоком выгорании урана, когда в нем накапливается значительное количество плутония, учет надтепловых нейтронов оказывается важным. Несмотря на уменьшение η плутония в резо-



21 апреля 1956 г. Н. А. Булганин, Н. С. Хрущев и сопровождающие их лица посетили научно-исследовательский атомный центр в Харуэлле (Англия). На снимке: осмотр нового атомного реактора «Зеус».

нансе 0,3 эв, увеличение доли захваченных надтепловых нейтронов приводит к росту k_{∞} .

Рассмотрим в качестве примера две решетки с шагом 50 мм и металлическими блоками из обогащенного урана и смеси U^{238} с Pu^{239} .

Таблица 1

Состав блока	k_{∞}	
	без учета надтепловых нейтронов	с учетом надтепловых нейтронов
0,9% U^{233} + 99,1% U^{238}	1,079	1,047
0,73% Pu^{239} + 99,27% U^{238}	1,079	1,272

Как видно из табл. 1, захват нейтронов надтепловой области имеет большое значение для достижения глубокого выгорания урана в реакторе с водяным замедлителем.

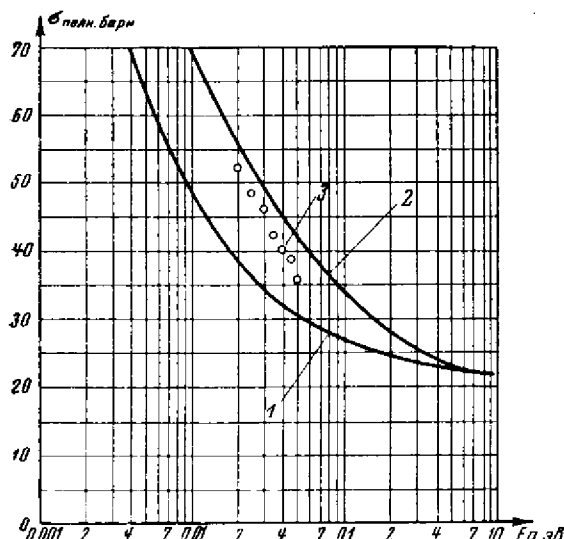


Рис. 1. Сравнение экспериментальных и расчетных значений для полного сечения рассеяния нейтронов на связанном водороде.

1—экспериментальная кривая для молекулярного водорода; 2—экспериментальная кривая для воды; 3—расчетные значения, полученные Горюновым.

Для плутония величина τ в пределах надтепловой области, особенно у ее нижнего края, сильно зависит от энергии; поэтому важно знать спектр нейтронов и прежде всего выяснить, в какой степени элементарная теория соответствует действительности.

Для точного расчета процесса формирования спектра нейтронов в интересующей

нас области энергии прежде всего следует изучить механизм соударения нейтрона с химически связанным в молекуле воды протоном. Теоретические работы, выполненные Дроздовым и Горюновым, позволили установить зависимость сечений упругого и неупругого рассеяния нейтронов на молекулах водорода и воды от энергии нейтрона ниже 0,5 эв. В расчетах предполагалось, что рассеяние нейтронов происходит на свободных молекулах водорода и воды. Учитывались ротационные и колебательные уровни молекул. На рис. 1 приведены некоторые из этих результатов. Здесь же для сравнения приведены экспериментальные кривые.

Другой способ проверки элементарной теории заключался в экспериментальном определении важнейших характеристик процессов, имеющих место в надтепловой области, и сопоставлении их с расчетными данными.

Столяровым, Никольским, Катковым и Анциферовым облучались мишени из тонких слоев Pu^{239} и U^{235} , нанесенных на тонкие никелевые подкладки. Мишени помещались

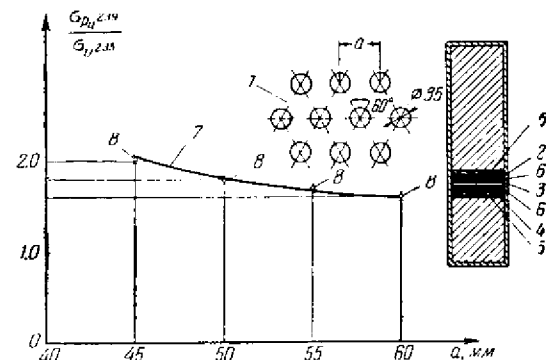


Рис. 2. Эффективные сечения Pu^{239} и U^{235} в подкритической уран-водной решетке.

1—подкритическая уран-водная треугольная решетка из блоков естественного урана диаметром 35 мм с шагом a . Размеры подкритической решетки много больше длины миграции нейтронов, поэтому спектр нейтронов определяется в местах, удаленных от границы; 2—никелевый диск с нанесенным на нем слоем Pu^{239} ; 3—бумажный диск для определения фона; 4—никелевый диск с нанесенным на нем слоем U^{235} ; 5—медные диски для защиты от осколков деления; 6—бумажные диски для собирания осколков деления; 7—теоретическая кривая; 8—экспериментальные точки, полученные Столяровым, Никольским, Катковым, Анциферовым.

в разрезы блоков подкритической уран-водной решетки (рис. 2). По активности осколков деления, которые собирались на бумажных дисках, было определено относительное изменение эффективного сечения Pu^{239} и U^{235}

в зависимости от степени жесткости спектра нейтронов в решетке. На рис. 2 эти экспериментальные результаты сопоставлены с теоретической кривой, полученной Фейнбергом. Конечно, эти результаты не могут рассматриваться как доказательство адекватности элементарной схемы замедления природе явления, но они показывают, что эта схема может быть использована для оценки проблемы глубокого выгорания урана в реакторе с водяным замедлителем.

Измерения, выполненные Барковым и Мухиным по определению длины замедления нейтронов от энергии, соответствующей первому индиевому резонансу, до тепловой, показывают что влияние химической связи на замедление нейтронов невелико.

Комиссаров, Тарабанько и Катков по образованию U^{239} экспериментально определили коэффициент воспроизводства K_{Bc} для начального момента работы реактора, т. е. тогда, когда в активной зоне еще нет Pu^{239} .

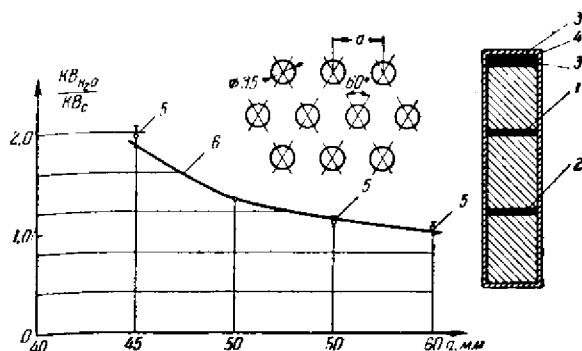


Рис. 3. Коэффициент воспроизводства (KB) ядерного горючего в подкритической уран-водной решетке.

1—бумажный диск для собирания осколков деления; 2—урановый диск для последующего измерения β -активности U^{239} ; 3—бумажные диски для защиты от осколков деления; 4—бумажный диск для определения фона; 5—экспериментальные точки, полученные Тарабанько, Комиссаровым, Катковым; 6—теоретическая кривая.

Экспериментальные и расчетные значения коэффициента воспроизводства как функции шага решетки приведены на рис. 3. Совпадение данных и в этом случае можно считать удовлетворительным.

Исходя из вышеизложенных соображений, Фейнберг, Левина, Осмачкин, Новиков и Саульев выполнили на электронной вычислительной машине академика Лебедева серию расчетов глубокого выгорания урана в уран-водных решетках. Для этих расчетов были

использованы ядерные константы, полученные Мостовым, Певзнером и их сотрудниками на механическом селекторе и Спиваком, Ерозолимским, Кутиковым и другими на графитовой призме. Большое значение при расчете имеет правильный учет поглощения нейтронов в накапливающемся Pu^{240} . Результаты расчетов существенно зависят от принятых значений ядерных констант и предположений, касающихся спектра поглощаемых нейтронов.

С точки зрения возможности выгорания U^{238} большой интерес представляет процесс рециркуляции ядерного горючего, т. е. последовательность кампаний выгорания в уран-водной решетке. Есть основания ожидать, что в уран-водных решетках при использовании циркуляции ядерного горючего может быть достигнуто большее использование U^{238} . Принимая во внимание неизбежные и значительные потери ядерного горючего при химической и металлургической переработке, напрашивается вывод, что возможности уран-водной решетки сближаются с возможностями систем на быстрых нейтронах с расширенным воспроизводством ядерного горючего. Дальнейшее уточнение констант, более детальное изучение процессов замедления и, главное, изучение работы реакторов с водяным замедлителем при больших накоплениях Pu^{239} дадут возможность сделать по этому важному вопросу достоверные выводы.

В связи с возможностью достичь глубокого выгорания урана (в том числе в течение одной кампании) огромное практическое значение приобретает задача создания тепловыделяющего элемента, способного к длительной работе под облучением.

Мы считаем, что спеченная двуокись урана, обладающая устойчивостью при облучении и нерастворяющаяся в горячей воде, является прекрасным материалом для блоков уран-водной решетки. Проведенные нами длительные опыты на реакторе РФТ показали, что блоки из окиси урана даже в условиях негерметичности их оболочки работают удовлетворительно, загрязнение контура продуктами деления не происходит, небольшая активность, обусловленная газообразными продуктами деления, быстро исчезает после остановки реактора.

Применение двуокиси приводит к заметному снижению коэффициента воспроизводства в уран-водной решетке. Поэтому мы не

прекращаем работ по созданию устойчивых блоков из металлического урана. После ряда неудач группы советских ученых удалось разработать технологию изготовления хороших металлических блоков. При глубине выгорания 3 кг на тонну урана в таких блоках не наблюдаются изменения формы, и поэтому вполне возможно в будущем ориентироваться на применение металлического урана в уран-водной решетке.

В заключение я хотел бы остановиться на применении обыкновенной воды в системе с ториевым горючим.

Проблема расширенного воспроизводства U^{233} из тория в реакторах на тепловых нейтронах с замедлителем из тяжелой воды и в реакторах на быстрых нейтронах неоднократно обсуждалась сотрудниками института Фейнбергом, Кунегиным и Немировским; были проведены исследования, которые показали, что, применяя обыкновенную воду как замедлитель в системе $Th^{232}-U^{233}$, можно получить коэффициент воспроизводства, близкий к 1,2, и таким образом достигнуть полного сжигания тория.

Реактор такого типа состоял бы из активной зоны с пластинчатыми тепловыделяющими элементами, содержащими U^{233} , и зоны воспроизводства, окружающей активную зону и содержащей блоки из Th или ThO_2 . Замедлителем в этом реакторе являлась бы обыкновенная вода при температуре 300°С и давлении около 100 атм, протекающая между пластинчатыми тепловыделяющими элементами, тепловая нагрузка которых очень велика.

Оценка возможностей такой системы может быть произведена, исходя из расчетов коэффициента воспроизводства при различных соотношениях количества воды, U^{233} и конструкционных материалов. В качестве последних рассматривались алюминий, пирконий, нержавеющая сталь и др. Существенная особенность ториевой системы состоит в том, что величина η для U^{233} в весьма широкой области энергии практически постоянна и равна $\sim 2,3$.

Коэффициент воспроизводства ядерного горючего КВ может быть определен простой формулой:

$$KB = \eta - 1 - \delta,$$

где δ — потеря нейтронов в воде, конструкционных материалах, продуктах деления, в зоне

воспроизводства и вследствие образования изотопов U^{234} , U^{236} и даже U^{235} .

Таблица 2
Зависимость η от энергии нейтронов для U^{233} *)

Область энергии нейтронов	η	Источник нейтронов
Тепловые	$2,28 \pm 0,02$	Участки спектра, выделенные фильтрами
0,15—0,5 эв	$2,28 \pm 0,09$	То же
0,4—3 »	$2,24 \pm 0,05$	» »
0,6—6 »	$2,24 \pm 0,05$	» »
2,5—25 »	$2,28 \pm 0,05$	» »
8 —130 »	$2,28 \pm 0,05$	» »
30 кэв	$2,25 \pm 0,07$	Фотонейтроны
140 »	$2,43 \pm 0,12$	»
250 »	$2,45 \pm 0,12$	»
900 »	$2,60 \pm 0,13$	»

*) Данные работ Спивака, Ероволимского, Дорофеева, Лавренчика, Кутикова и Добрынина.

Величина δ сильно зависит как от спектра нейтронов в реакторе, так и от глубины выгорания ядерного горючего в одной кампании.

Потери нейтронов в воде и конструкционных материалах падают вместе с уменьшением количества воды и конструкционных материалов в решетке. При изменении α от 20 до 1 вредные потери нейтронов достаточно малы. При этом спектр поглощения нейтронов в активной зоне довольно жесткий, даже при $\alpha=20$ (области тепловых энергий достигает лишь несколько процентов всего количества поглощаемых в решетке нейтронов) и при $\alpha=5$ близок к спектру реактора на быстрых нейтронах (рис. 4). При таких α отравление Xe^{135} значительно меньше, чем в реакторах на тепловых нейтронах.

Значительный вклад в величину δ может дать поглощение нейтронов с образованием U^{234} , U^{235} и U^{236} . При 30%-ной глубине выгорания количество U^{234} , накапливающегося в одной кампании, составляет около 3%. Количество U^{235} , накапливающегося за кампанию, составляет $\sim 0,5\%$. Так как резонансный интеграл U^{234} , вероятно, не менее чем в 5 раз меньше резонансного интеграла U^{233} , вклад в величину δ от последнего не превысит 0,005. С течением времени при мно-

гих последовательных кампаниях с целью пережигания U^{233} в нем будут накапливаться все большие количества других изотопов урана. Если рассмотреть стационарное состояние системы, которое наступит через значительный промежуток времени, и принять

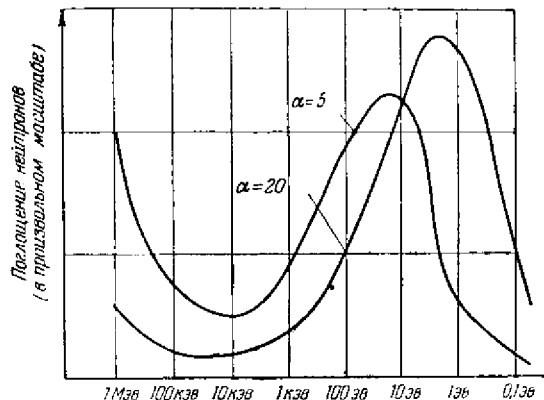


Рис. 4. Спектр поглощения нейтронов в системе $Th^{232}-U^{233}$ в зависимости от отношения концентрации атомов водорода и урана.

α — отношение концентрации атомов водорода и U^{233} .

для U^{235} $\eta=1,5$ (табл. 3) на закадмиевом спектре нейтронов, то величина δ не превышает 0,2. Ее можно уменьшить, выделяя U^{233} из смеси изотопов урана. Этот способ представляется технически и экономически целесообразным еще и потому, что количество перерабатываемого урана в установке по разделению изотопов относительно невелико.

Таким образом, величина коэффициента воспроизводства при цикле $U^{233}-Th^{232}$ в реакторе со значительной долей надтепловых нейтронов может достигать величины от 1,10 до 1,20 при глубине выгорания в одной кампании 30%.

Для экономически выгодной ядерной энергетики, помимо высокого коэффициента воспроизводства, необходимо иметь высокую удельную тепловую мощность на единицу веса ядерного горючего. Применяя замедлитель из обыкновенной воды, можно довести теплонапряженность единицы объема активной зоны до 1000—2000 *квт* на литр при теплонапряженности на единицу веса ядерного горючего 2000—5000 *квт* на килограмм.

Такие теплонапряженности характерны и для активной зоны реакторов на быстрых

нейтронах, однако можно указать на одно преимущество рассматриваемого типа реактора. Ядерное горючее в нем может быть «разбавлено» значительным количеством конструкционных материалов, например алюминия, практически без сколько-нибудь заметной потери в коэффициенте воспроизводства, что упрощает задачу создания тепло-выделяющих элементов, пригодных к длительной работе. Кстати нужно сказать, что торий в реакторе ведет себя значительно лучше, чем уран. Даже при накоплении в тории больших количеств U^{233} мы не обнаружили ни одного случая выхода из строя блоков из тория и каких-либо изменений, похожих на те, которые хорошо известны для урана.

Таблица 3

Зависимость η от энергии нейтронов для U^{235} *)

Область энергии нейтронов	η	Источник нейтронов
Тепловые	$2,06 \pm 0,02$	Участки спектра, выделенные фильтрами
0,15—0,5 эв	$2,06 \pm 0,06$	То же
0,4—3 »	$1,60 \pm 0,04$	» »
0,6—6 »	$1,50 \pm 0,04$	» »
2,5—25 »	$1,52 \pm 0,04$	» »
8—130 »	$1,48 \pm 0,04$	» »
300 кэв	$1,86 \pm 0,04$	Фотонейтроны
140 »	$2,12 \pm 0,10$	»
250 »	$2,21 \pm 0,15$	»
900 »	$2,28 \pm 0,08$	»

*) Данные работ Спивака, Ерозолимского, Дорофеева, Лавренчика, Кутикова и Добрынина.

В Англии весьма осторожно относятся к водяным системам; отчасти поэтому состояние наших работ в этой области освещено в более радужных тонах, чем этого требует осторожность экспериментатора. В дополнение к докладу я имею удовольствие передать вам подробные материалы*) и стану ждать ваших замечаний.

*) От редакции. Работы, на которые ссылается автор, помещены в этом номере журнала, за исключением работ Д. И. Блохинцева и В. В. Владимирского, опубликованных в № 1.