

ций, объем железобетонных работ и др.) по одному из вариантов атомной электростанции мощностью 100 000 *квт* и угольной электростанции той же мощности. Данные, относящиеся к турбинному отделению и электротехническим устройствам, в таблице не приведены, ввиду того что они одинаковы для обоих типов станций.

Из таблицы видно, что материальные затраты на сооружение атомной электростанции по ряду показателей меньше, чем для угольной, вследствие отсутствия на ней больших топливных складов, системы подачи топлива, углеродных мельниц, золоудаления и других громоздких сооружений, характерных для угольных электростанций.

На рис. 27 и 28 показаны атомная и угольная электростанции мощностью по 100 000 *квт*.

Угольная станция оборудована двумя паровыми котлами производительностью каждый 200—240 *т* пара в час и двумя паровыми турбинами конденсационного типа по 50 000 *квт* каждая с давлением пара 30—35 *ат*. Парогенераторы атомной станции рассчитаны на эти же параметры пара.

Сопоставление размеров зданий таких двух электростанций показывает, что атомная станция более компактна.

Сравнение возможных характеристик атомной и угольной электростанций мощностью по 100 000 *квт* указывает на осуществимость и перспективность атомных станций, аналогичных первой промышленной атомной электростанции СССР, а отвод тепла из атомных реакторов при помощи воды под давлением становится обоснованным техническим решением, которое может быть широко использовано в атомной энергетике.

В зависимости от местных условий (стоимость электроэнергии в данном районе, величина затрат на изготовление обогащенного урана и добычу природного урана) устройство атомной электростанции может варьироваться с целью получения лучших экономических показателей по стоимости 1 *квт·ч* и величине расходов на строительство станции.

Анализ амортизационных расходов, входящих в стоимость 1 *квт·ч* электроэнергии, приводит к выводу, что эти расходы для будущих атомных электростанций большой мощности не будут существенно отличаться от амортизационных расходов соответствующей по мощности угольной станции.

Полная стоимость 1 *квт·ч* электроэнергии, вырабатываемой на усовершенствованной мощной атомной электростанции того или иного типа, будет ненамного превышать стоимость электроэнергии, вырабатываемой на хорошей угольной электростанции.

Атомная электростанция уже сейчас более экономична по сравнению с угольной станцией, находящейся далеко от района добычи угля или работающей на низкосортном топливе. Это открывает перспективу использования атомных электростанций для удовлетворения возрастающих потребностей в электроэнергии как промышленности, так и сельского хозяйства. Атомная электростанция может быть также использована и для теплофикации городов.

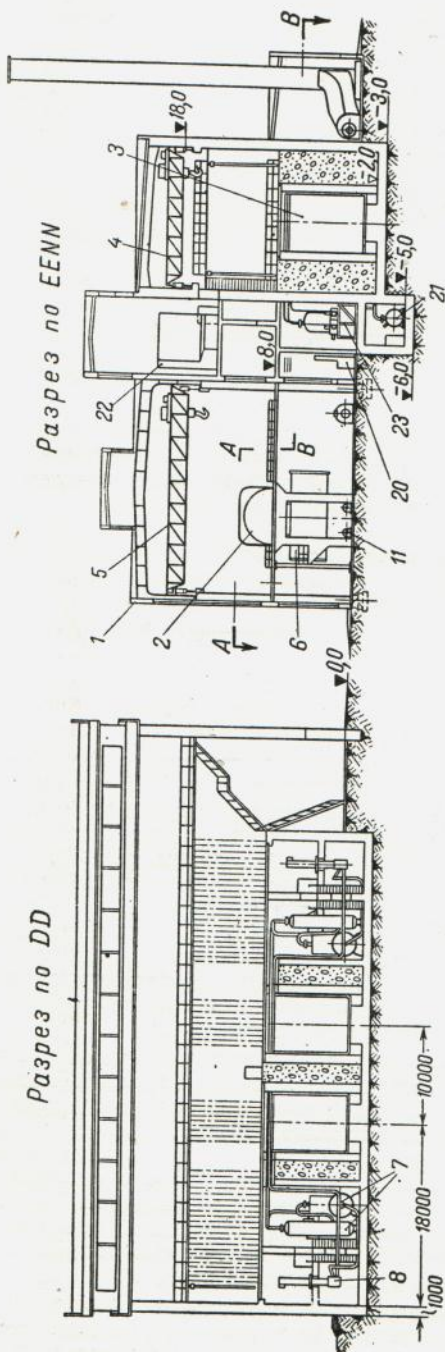
В СССР в настоящее время проектируются атомные электростанции разных типов мощностью 50—100 тыс. *квт* и более, в том числе станция рассмотренного выше типа. Экономические расчеты показывают возможность выработки электроэнергии на таких станциях стоимостью в пределах 10—20 коп. за киловатт-час.

ПУТИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Не только в такой большой и быстро развивающейся стране, как СССР, но и во многих других странах, больших и малых, уже в настоящее время существуют условия, делающие выгодным в определенных районах, удаленных от других источников энергии, строительство атомных электростанций.

Однако не следует считать, что дальнейшие атомные электростанции должны строиться исключительно по образу первой атомной электростанции СССР. Первая станция была построена с применением наиболее освоенных методов и материалов и показала, что и этот путь способен дать экономически эффективные решения. Но в настоящее время мы находимся еще на заре развития атомной энергетике, и поэтому перед нами стоит задача обследовать различные пути создания атомных энергетических установок, основанных на различных реакторах.

С физической точки зрения следует классифицировать возможные реакторы прежде всего по спектру энергии нейтронов, существенно участвующих в делении урана или другого делящегося вещества. В этом отношении следует различать реакторы на тепловых, промежуточных и быстрых нейтронах. В реакторах на тепловых и промежуточных нейтронах обязательно имеется замедлитель нейтронов — это второй признак для классификации реакторов по веществу, принятому в качестве замедлителя. Делящееся вещество может быть распределено в замедлителе равномерно или блоками. Это позволяет подразделять реакторы на гетерогенные и гомогенные. Дальнейшее уточнение типа реактора диктуется выбором теплоносителя и, наконец, конструктивными особенностями реактора.



Разрез по ААВВ

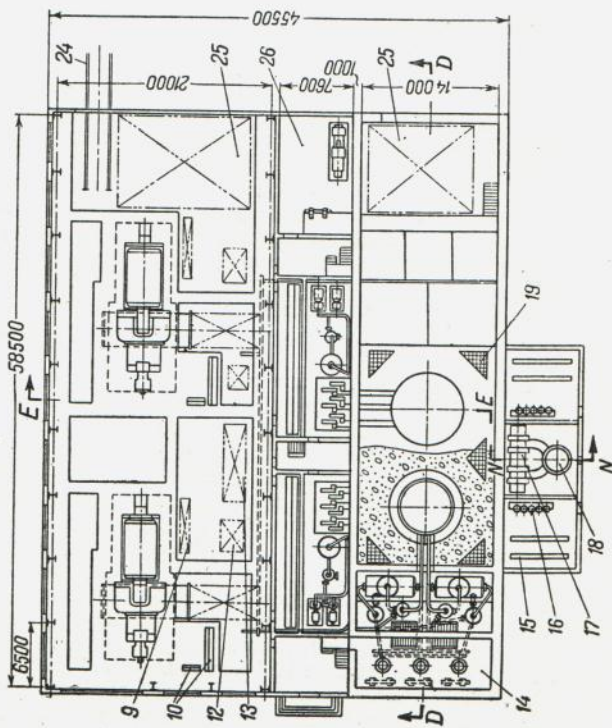


Рис. 27. Атомная электростанция на 100 Мвт.

Г — здание; 2 — турбогенератор; 3 — реактор; 4 и 5 — подъемные краны; 6 — конденсатор; 7 — парогенератор; 8 — циркуляционный насос; 9 — регенеративный подогреватель; 10 — шит управления турбогенератора; 11 — насос для конденсата; 12 — питательный насос; 13 — установка пускового конденсатора; 14 — подпиточный насос; 15 — установка влагосигнализации; 16 — установка компонентов объема; 17 — установка вентиляторов; 18 — вентиляционная труба; 19 — хранилище рабочих каналов; 20 — шит распределительного устройства собственных нужд; 21 — бак активной дренажной воды; 22 — главный шит электростанции; 23 — механизм для передвижения регулирующих стержней; 24 — железобетонный путь; 25 — монтажные площадки; 26 — механическая мастерская.

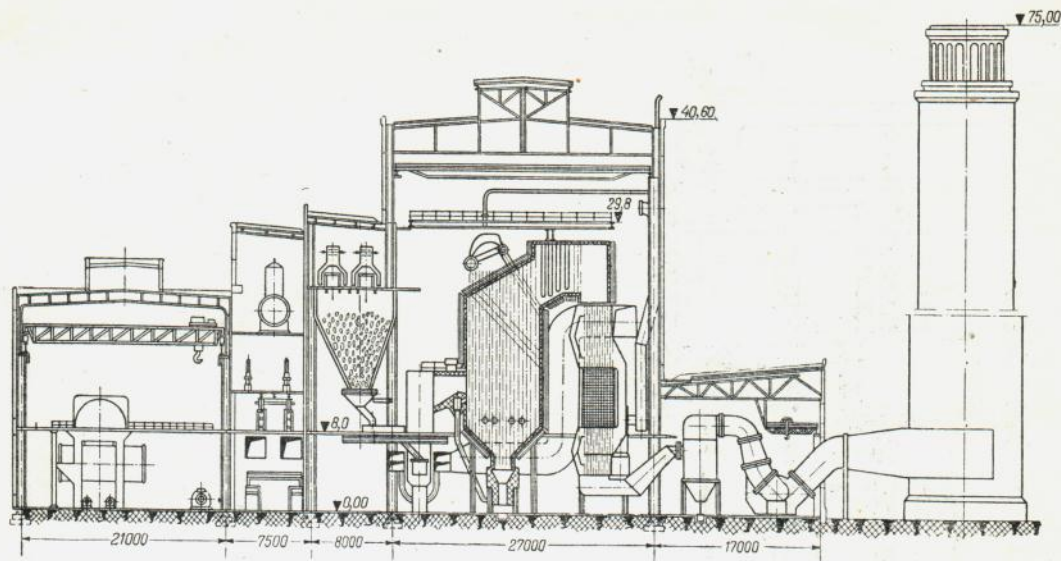


Рис. 28. Угольная электростанция на 100 Мвт.

Обратимся в соответствии с этим к сравнительной характеристике некоторых реакторов, могущих служить источником тепла для атомных электростанций.

Рассмотрим сначала гетерогенные реакторы на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем.

1. Водяное охлаждение. Если отводить тепло из реактора водой высокого давления, как это сделано в описанном реакторе атомной электростанции, то невысокая температура теплоносителя не позволяет получать высокие параметры рабочего пара в турбогенераторе, что является большим недостатком реактора этого типа.

Так, например, для получения пара с температурой 375°C давление в первичном контуре должно быть выше 225 ат . Это потребует введения в реактор значительного количества конструкционного материала, скорее всего — стали, что приведет к необходимости сильно увеличить обогащение урана изотопом-235, т. е. к увеличению стоимости загружаемого атомного топлива, которое не будет компенсировано улучшением теплового к. п. д. электростанции. Тем не менее строительство атомных электростанций на реакторах такого типа, как было показано выше, вполне эффективно.

2. Газовое охлаждение. В случае газового охлаждения зависимость между температурой и давлением теплоносителя отсутствует. В этом преимущество газового охлаждения перед водяным. Оно может быть осуществлено при раз-

личных уровнях температуры. Однако газ не может конкурировать с водой в отношении теплоемкости, и для обеспечения высокого теплосъема необходимы газодувки большой мощности.

Все же системы с газовым охлаждением могут оказаться практичными. Поэтому английские физики и инженеры выбрали на ближайшее будущее сооружение энергетических графитовых реакторов с газовым охлаждением. Этот выбор позволяет использовать опыт уже освоенных в Англии реакторов и тем самым практически решает задачу создания в короткий срок ядерных электростанций значительного масштаба. Аналогичными соображениями, видимо, объясняется и направление работ по атомной энергетике во Франции.

3. Охлаждение жидкими металлами создает достоинства газового и водяного охлаждения. Высокая точка кипения расплавленных металлов позволяет избежать высоких давлений в первичном контуре, а значительная по сравнению с газами теплоемкость расплавленного металла не ведет к необходимости прокачивать через реактор большие объемы теплоносителя. Наиболее приемлемым теплоносителем этого типа является натрий.

Основное отличие натрия от воды в отношении влияния на цепную реакцию заключается в том, что вода является гораздо лучшим замедлителем. Поэтому в реакторе, в котором предусмотрено охлаждение водой, при таком

соотношении воды и графита, когда вода практически не участвует в замедлении нейтронов, а действует как их поглотитель, можно заменить воду натрием. В этом случае при небольших давлениях теплоносителя (5—10 ат) можно значительно поднять температуру в первичном контуре и тем самым увеличить параметры рабочего пара. Представляется вполне возможным достигнуть к. п. д. больше 30%. При больших размерах аппарата можно обойтись мало обогащенным ураном (менее 1%), а при применении для покрытия урановых блоков циркония или очень тонкой стали можно работать и на натуральном уране. Поэтому графито-натриевые реакторы представляются перспективными и, вероятно, экономичными энергетическими реакторами.

Недостатком натрия как теплоносителя является его высокая радиоактивность, которая сравнительно медленно спадает (период полураспада равен 14 час.). Это обстоятельство делает натриевый контур трудно доступным для обслуживания. Усложнятся также теплообменная аппаратура из-за необходимости предварительного разогрева натрия и многих мер предосторожности, которые следует принять во избежание контакта воды и натрия.

Исследования по реакторам с жидкометаллическим теплоносителем ведутся во многих странах, в том числе и в СССР.

4. Водо-водяные реакторы. Другой тип атомного энергетического реактора представляет собой реактор, в котором и замедлителем и теплоносителем является обыкновенная вода. Вода как замедлитель имеет ряд особенностей: длина замедления и длина диффузии в ней исключительно малы (5,7 и 2,8 см соответственно). Однако наиболее интересна ее особенность заключается в зависимости сечения рассеяния нейтронов от энергии: оно мало для больших энергий и велико — для малых. Если расположить урановые блочки в тесной решетке, то нейтроны частично будут проскакивать в соседние блочки урана и вызывать там дополнительное деление урана-238, которое возможно только на быстрых нейтронах. Благодаря этому коэффициент размножения возрастает, что позволит допустить некоторое увеличение резонансного поглощения замедляющихся нейтронов. Проводимые в СССР экспериментальные и расчетные работы показывают, что для определенных решеток можно получить размножение на быстрых нейтронах, достигающее 15%.

Увеличение резонансного поглощения повышает накопление плутония в этом реакторе по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах, но с другим замедлителем. Это — важная особенность реактора подобного типа [16].

В зависимости от конструктивного выполнения такого реактора можно добиться той или иной длительности кампании. Физические расчеты показывают, что эта длительность может быть весьма большой. Смогут ли тепловыделяющие элементы выстоять значительный срок без существенных повреждений, — это другой вопрос, который может быть решен лишь опытным путем. Если большие сроки окажутся реальными, то аппарат подобного типа будет весьма экономичным источником атомной энергии.

Поэтому в СССР проводятся разносторонние работы, необходимые для строительства водо-водяных реакторов. Американские исследователи также уделяют большое внимание этому типу реакторов, видимо по тем же причинам. Интересно отметить, что пути развития атомной энергетики в США и у нас в стране очень схожи. Характерные для обеих стран большие пространства и разнообразие экономических районов требуют возможно более полного рассмотрения различных возможных типов атомных электростанций, доступных нашим странам, в соответствии с состоянием в них науки и техники.

В заключение отметим, что недостатком водо-водяных реакторов является трудность компенсации температурного и других эффектов при малой компенсирующей способности стержней и из-за характерной для воды малой длины диффузии и замедления. Особого внимания заслуживает действие излучения реактора на материал корпуса, воспринимающего высокое давление воды.

5. Реактор с тяжелой водой. Эффективность реактора на тепловых нейтронах может быть повышена и за счет уменьшения поглощения нейтронов в замедлителе. Таким замедлителем, исключительно слабо поглощающим нейтроны, является тяжелая вода [17]. Если в таком реакторе удалось бы осуществить теплосъем, не применяя конструкционных материалов, сильно поглощающих нейтроны, а теплоноситель выбрать также с малым поглощением, то такой реактор мог бы работать на природном уране, что нельзя не рассматривать как значительное достоинство реактора этого типа. Поэтому установки с газовым теплоносителем и тяжелой водой в качестве замедлителя, несомненно, выгодны в смысле экономии нейтронов. Однако развитие энергетики на этой основе связано с применением больших количеств дорогой тяжелой воды и сложной системы газодувок — это недостаток рассматриваемого типа реакторов.

6. Гомогенные реакторы. Рассмотренные ранее реакторы являются гетерогенными. В них уран распределен в виде блочков, образующих ту или иную пространственную решетку. Эти

реакторы имеют малый резонансный захват. Можно пойти и по другому пути, представив себе уран равномерно распределенным в замедлителе — растворенным или взвешенным в виде суспензии. В таком реакторе резонансный захват будет велик, но связанное с этим обстоятельством уменьшение коэффициента размножения может быть компенсировано тем, что в этом реакторе можно удалять из активной зоны ксенон, отравляющий любой реактор, работающий на тепловых нейтронах. В противном случае придется существенно увеличивать обогащение урана изотопом-235. Подобный реактор не имеет теплоделяющих элементов, которые всегда представляют определенную проблему; химическая обработка делящегося вещества здесь также упрощается.

В одном из докладов, представленных на конференцию от СССР [18], описывается проект кипящего гомогенного реактора; при этом весьма важным результатом проведенных у нас в стране исследований является доказательство возможности очень высокой степени очистки пара кипящего котла от радиоактивности. Хотя в разработке кипящих гомогенных реакторов есть еще много неясных вопросов, все же можно думать, что встречающиеся на этом пути трудности вполне преодолимы.

Описанные выше реакторы имеют тот дефект, что они вырабатывают энергию почти полностью за счет сжигания изотопа урана-235, количество которого в природе в 140 раз меньше количества изотопа урана-238.

В реакторах на тепловых нейтронах уран-238 используется только частично благодаря превращению его при радиационном захвате и последующих радиоактивных распадах в плутоний-239, также расщепляющийся тепловыми нейтронами, как и уран-235. Коэффициент воспроизводства плутония из урана-238, т. е. количество атомов плутония, возникающих на один разделившийся атом изотопа урана-235, в системах на тепловых нейтронах по всем оценкам и опытным данным не больше единицы. Поэтому сомнительно, чтобы проблема полного использования природных запасов делящихся материалов могла быть решена исключительно путем строительства реакторов, работающих на тепловых нейтронах.

Среди делящихся изотопов урана имеется не встречающийся в природном уране изотоп-233. Этот изотоп может быть получен искусственно путем захвата нейтронов торием-232. На основе этого изотопа можно осуществить реактор на тепловых нейтронах, который будет воспроизводить из тория уран-233 с коэффициентом воспроизводства несколько больше единицы (1,1). Поэтому такой реактор будет не только производить энергию, но и вырабатывать из тория делящийся изотоп уран-233. Необходи-

мо, чтобы потери при химической переработке тория были значительно меньше 10%.

В частности, упомянутый выше кипящий гомогенный реактор в одном из вариантов основывается именно на такой технологии. При этом открывается возможность использования тория в качестве сырья для атомного топлива. Торий в природе встречается практически довольно широко, поэтому такой «ториевый цикл» представляется одной из интересных перспектив атомной энергетики.

Весьма вероятно, что страны с большими запасами тория найдут выгодным в качестве основного направления выбрать разработку гомогенных реакторов на тяжелой воде с расширенным воспроизводством урана-233. Использование атомного горючего в нескольких циклах, как это было показано в одном из докладов канадских ученых, должно привести к дальнейшей и, может быть, существенной экономии в расходовании природных запасов делящихся веществ. Заметим, что уран-233 может быть весьма подходящим делящимся веществом для систем на промежуточных нейтронах. Мы не будем, однако, подробнее останавливаться на реакторах этого типа, так как по своим физическим особенностям они являются переходными от реакторов на тепловых нейтронах к реакторам на быстрых нейтронах и поэтому не обладают столь ярко выраженными чертами, которые характерны для крайних типов. Их основная особенность заключается в возможности осуществления реакторов умеренных размеров, что в некоторых случаях может быть ценно.

7. Реакторы на быстрых нейтронах. В реакторе на быстрых нейтронах отсутствует замедлитель. Делящееся вещество (уран-235 или плутоний) разбавлено лишь в некоторой мере теплоносителем, который должен обеспечить съем тепла. Активная зона такого реактора может быть весьма малой, и только условия теплоотдачи заставляют увеличивать ее размеры.

Теплоноситель должен по возможности мало замедлять нейтроны, поэтому естественными теплоносителями для таких реакторов могут служить жидкие металлы. Отражатель реактора также должен быть выполнен из материала, не замедляющего нейтроны. Реакторы на быстрых нейтронах обладают рядом физических особенностей, радикально отличающих их от реактора на тепловых нейтронах.

Во-первых, на быстрых нейтронах возможно деление основного изотопа урана-238 (порог деления 1 Мэв). Конкурирующим процессом будет неупругое рассеяние в уране и различных конструкционных материалах. Неупругое рассеяние смягчает спектр нейтронов и выводит их в область ниже порога деления.

Поэтому желательно снизить его роль в цепной реакции.

Во-вторых, сечения паразитного захвата в материалах уменьшаются с ростом энергии нейтронов сильнее, чем уменьшается сечение деления изотопа урана-235 и плутония. Поэтому соотношение между делением и вредным захватом для быстрых нейтронов изменяется в пользу деления. Это обстоятельство вместе с существенным снижением роли характерных для тепловых систем явлений «отравления» и шлакования позволяет использовать значительную долю нейтронов деления на поглощение их в уране-238 с последующим превращением его в делящийся плутоний. Такое превращение может быть осуществлено как в активной зоне реактора, так и в отражателе, который целесообразно выполнять из природного или даже обдвоенного урана.

В начале наших работ экспериментальные данные отсутствовали, и наши оценки приводили к коэффициентам воспроизводства около 1,3—1,4. Однако действительность превзошла наши ожидания. Проведенные в течение 2 лет опыты на физическом плутониевом реакторе и измерения, проведенные другими методами, показали, что мы можем рассчитывать на получение плутоний-урановых систем с коэффициентами воспроизводства, достигающими до 2, а с учетом всех потерь — не менее 1,5. Как было показано в наших опытах, для наиболее жесткого измеренного спектра $\nu = 2,72$, для нейтронов с энергией 900 кэВ $\nu = 2,9$, а для нейтронов с энергией 250 кэВ $\nu = 2,6$. Измерения вклада от деления урана-238 в коэффициент воспроизводства показали, что он может составить около 0,5.

Публикуемые на Конференции результаты Аргоннской лаборатории на реакторе EBR-I, а также работы, проведенные в Харуэлле, находятся в согласии с нашими результатами.

Полученные в СССР данные показывают, что, несмотря на необходимость загрузки в реакторы больших количеств активных материалов, они все-таки могут быть весьма перспективными, особенно учитывая то обстоятельство, что проектируемые и строящиеся энергетические реакторы на тепловых нейтронах могут в будущем поставить необходимые количества плутония.

Разработка реакторов на быстрых нейтронах ставит новые и трудные технологические вопросы, как, например, поведение конструктивных и делящихся материалов в потоках порядка 10^{16} нейтр/см²·сек и интегральных потоках порядка 10^{23} нейтр/см², что означает, что за время экспозиции почти все атомы конструктивных материалов будут выбиты со своих мест.

Имеющийся до сих пор опыт ограничивался интегральными потоками, в тысячи раз мень-

шими, поэтому трудно предсказать на основании этого опыта поведение материалов в реакторах на быстрых нейтронах. Глубина выгорания активных материалов также значительно превысит практически освоенные пределы.

Мы рассчитываем, что несколько процентов всей загрузки урана и плутония превратится в осколки. Как это повлияет на теплопроводность, объем и форму тепловыделяющих элементов, а следовательно, и на их работоспособность, сейчас предсказать еще трудно. Наконец, не простая задача — снять очень большую мощность с небольшого объема активной зоны.

Если технически окажется возможным осуществить тепловыделяющие элементы, которые будут работать при больших теплонпряженностях и высоких нейтронных потоках в течение года или более, а также избежать больших потерь при химической обработке, то такие реакторы будут не только производить энергию, но и перерабатывать основной изотоп уран-238 в хорошо делящееся вещество — плутоний.

Таким образом, реакторы на быстрых нейтронах дают возможность полностью использовать природные запасы всего урана, а не только его изотоп-235.

Конкретные экономические условия в каждой из стран требуют своеобразного подхода к решению стоящих перед этими странами задач.

Сейчас весьма трудно предсказать, какое из направлений окажется в разные периоды и в разных условиях наиболее выгодным, что и вызывает необходимость вести разработки широким фронтом. Масштаб работ, связанный с развитием атомной энергетики, настолько велик, что каждая страна заинтересована в опыте и достижениях других стран.

Поэтому международное сотрудничество в области атомной энергетики будет особенно ценным для развития новой и увлекательной области человеческой деятельности.

ЛИТЕРАТУРА

1. В. С. Фурсов. Работы Академии наук СССР по уран-графитовым реакторам. Доклад на сессии Академии наук СССР, 1955.
2. С. М. Фейнберг. Гетерогенные методы расчета реакторов. Обзор результатов и сравнение с экспериментом. P/669, заседание 23А, том 5 настоящего издания.
3. Н. Г. Кружилин. Реактор для физических и технических исследований. P/620, заседание 10А, том 2 настоящего издания.
4. В. И. Клименков и Ю. Н. Алексенко. Изменение свойств графита под действием облучения нейтронами. Доклад на сессии Академии наук СССР, 1955.
5. С. Т. Конобеевский, В. И. Кутайцев и Н. Ф. Правдюк. Влияние облучения на структуру и свойства делящихся материалов. P/681, заседание 11В, том 7 настоящего издания.

6. С. Т. Конобеевский, В. И. Кутайцев и Н. Ф. Правдюк. Влияние облучения на структуру и свойства конструкционных материалов. P/680, заседание 11В, том 7 настоящего издания.
7. Н. Ф. Правдюк. Металловедческая горячая лаборатория. P/673, заседание 8В.2, том 7 настоящего издания.
8. Д. Ф. Зарецкий. Эффективные граничные условия для «серых» тел. P/667, заседание 23А, том 5 настоящего издания.
9. А. Д. Галанин. Использование метода эффективных граничных условий для расчета критических размеров реактора. P/664, заседание 23А, том 5 настоящего издания.
10. Г. И. Марчук. Выступление в дискуссии на сессии Академии наук СССР, 1955.
11. И. И. Гуревич и И. Я. Померанчук. Теория резонансного поглощения в гетерогенных системах. P/649, заседание 23А, том 5 настоящего издания.
12. Н. Б. Егиазаров, В. С. Дикарев и В. Г. Мадеев. Измерение резонансного поглощения нейтронов в уран-графитовых решетках. Доклад на сессии Академии наук СССР, 1955.
13. Н. А. Бургов. Резонансное поглощение нейтронов в гетерогенных системах. Доклад на сессии Академии наук СССР, 1955.
14. П. И. Долин и Б. В. Эршлер. Радиолит воды в присутствии H_2 и O_2 под действием излучения реактора, осколков деления и рентгеновского излучения. P/679, заседание 12В, том 7 настоящего издания.
15. М. Г. Первухин. Речь на первой сессии Верховного совета СССР IV созыва (24 апреля 1954 г.), Москва, Госполитиздат, 1954.
16. С. М. Фейнберг. Некоторые вопросы теории урано-водной решетки. Доклад на сессии Академии наук СССР, 1955.
17. А. И. Алиханов, В. В. Владимирский, С. Я. Никитин, А. Д. Галанин, С. А. Гаврилов и Н. А. Бургов. Опытный реактор с тяжелой водой. P/623, заседание 9А, том 2 настоящего издания.
18. А. И. Алиханов, В. К. Завойский, Р. Л. Сердюк, Б. В. Эршлер и Л. Я. Суворов. Кипящий энергетический гомогенный ядерный реактор. P/624, заседание 12А, том 3 настоящего издания.