

ФИЗИКА НАШИХ ДНЕЙ

621.039.526

**БЫСТРЫЕ БРИДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ \*)****Г. Сиборг, Д. Блум**

Необходимость производить огромные дополнительные количества электроэнергии, принимая вместе с тем меры защиты окружающей среды от загрязнения, — это одна из важнейших социальных и технологических проблем, которую должно решать наше общество в ближайшие десятилетия. По оценкам Федеральной энергетической комиссии США, в течение ближайших 30 лет американской энергетике предстоит дополнить примерно 300 млн. *квт* имеющихся мощностей еще мощностями около 1600 млн. *квт*. Серьезная общественная проблема улучшения условий окружающей среды — воздуха, воды, почв и ландшафтов — требует для своего решения больших усилий; однако при этом часто упускают из виду, что производство огромных количеств электроэнергии позволит значительную ее долю выделить для работы многочисленных сооружений по очистке воздуха и воды и по утилизации отходов.

Связанной с этой проблемой не меньшей важности является рациональное использование ограниченных национальных ресурсов угля, нефти и газа. В течение длительного периода эти ископаемые будут все более разрабатываться не как источники тепла, а как база химической промышленности. Вместе с тем снижение потребления органических топлив означает и пропорциональное уменьшение загрязнения воздуха продуктами их сгорания.

Наиболее многообещающими для решения этих проблем являются ядерные реакторы бридерного типа (реакторы-размножители). Производя больше топлива, чем сами потребляют, они позволяют утилизировать в огромных количествах бедные урановые и ториевые руды, рассеянные в земных горных породах, в качестве источника дешевой электроэнергии в течение тысяч лет. Вместе с тем работа бридерных реакторов не связана с выбросом в атмосферу вредных продуктов сгорания. Исходя из этих соображений, Комиссия по атомной энергии США совместно с атомной промышленностью и производителями электроэнергии начала в широком масштабе разработку новой технологии производства энергии, которая должна вывести бридерные реакторы в разряд промышленных источников электроэнергии к 1984 г.

\*) Glenn T. Seaborg, Justin L. Bloom, Fast Breeder Reactors, Scientific American 223 (5), 13 (1970). Перевод В. И. Рыдника.

Ядерный бридинг осуществляется нейтронами, высвобождающимися при делении ядер. При делении каждого ядра ядерного топлива, например урана-235, в среднем высвобождается более двух быстрых (высокоэнергичных) нейтронов. Для поддержания ядерной цепной реакции один

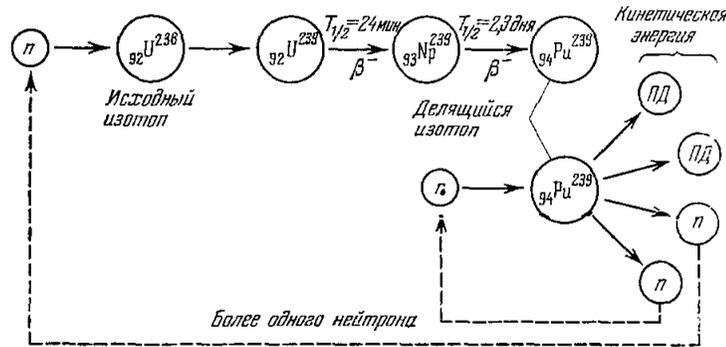


Рис. 1. Урановый цикл размножения топлива в быстром бридерном реакторе, осуществляемый быстрыми (высокоэнергичными) нейтронами. В этом цикле «заурядное» ядро урана-238 поглощает нейтрон и испускает  $\beta$ -частицу, превращаясь в ядро нептуния, которое в свою очередь испытывает  $\beta$ -распад и превращается в делящееся ядро плутония-239. При поглощении ядром плутония-239 нейтрона оно может испытать деление. При этом образуются продукты деления (ПД), освобождается энергия и вылетают по меньшей мере два нейтрона. Один из этих нейтронов идет на поддержание цепной реакции деления, остальные служат для превращения «заурядных» ядер в делящиеся, тем самым воспроизводя, «размножая» ядерное топливо. Бридерный реактор удваивает количество первоначально загруженного в него топлива за несколько лет

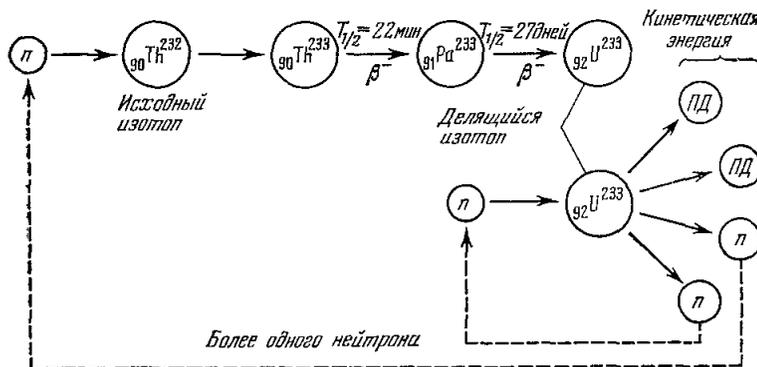


Рис. 2. Ториевый цикл бридинга аналогичен урановому циклу, но наиболее эффективно проводится на тепловых, т. е. сравнительно медленных, нейтронах в тепловом бридерном реакторе. В этом цикле «заурядный» изотоп тория-232 сначала превращается в протактиний, а затем в уран-233.

из них должен произвести деление другого ядра. Часть нейтронов неизбежно теряется, а остальные идут на расширенное воспроизводство новых делящихся ядер, т. е. превращают «заурядные» изотопы тяжелых элементов в делящиеся изотопы. Таким образом, для реакций бридинга (воспроизводства топлива) сырьем служат торий-232, который при этом превращается в уран-233, и уран-238, превращающийся в плутоний-239 (рис. 1 и 2).

Мы уже сказали, что бридинг состоит в производстве большего количества делящегося материала, чем потребляемое при этом. Количественно

ной мерой этого выигрыша является так называемый период удвоения — время, необходимое для производства вдвое большего чистого количества делящегося материала по сравнению с первоначально загруженным в реактор его количеством. По окончании периода удвоения реактор производит количество топлива, полностью возмещающее его первоначальные затраты и достаточное для пуска еще одного такого же реактора. Эффективно работающий бридерный реактор должен иметь период удвоения от 7 до 10 лет.

В зависимости от вида сырья, превращаемого в ядерное топливо, возможны два типа бридерных систем. Тепловые бридеры, использующие тепловые нейтроны, наиболее эффективно осуществляют цикл превращения тория-232 в уран-233 (обычно называемый ториевым циклом). Быстрые бридеры, использующие более энергичные нейтроны, лучше всего подходят для превращения урана-238 в плутоний-239 (урановый цикл). В быстрых бридерах непроизводительные потери нейтронов меньше, чем в тепловых, и поэтому они имеют меньший период удвоения.

Идея бридерного реактора родилась почти в то же время, что и мысль о ядерной цепной реакции. Первые такие реакторы появились уже вскоре после второй мировой войны. Часть из них работала на тепловых, другие — на быстрых нейтронах. Второе существенное различие между ними заключается в роде охладителя, используемого для отвода тепла, которое выделяется при ядерном делении, и для переноса этого тепла в установку для выработки электроэнергии. Для тепловых бридеров в качестве охладителей были выбраны вода и расплавленные соли, для быстрых бридеров — инертные газы (например, гелий), жидкие металлы (например, натрий) и водяной пар.

В США и некоторых других странах уже довольно давно выяснили, что наибольшие перспективы представляет разработка быстрых бридеров с жидкометаллическим охладителем. Поскольку основные усилия по разработке бридеров сейчас сосредоточены именно на реакторах последнего типа, наша статья будет в основном посвящена им. Альтернативные разработки, осуществляемые довольно широко в основном компаниями-производителями электроэнергии, касаются технологии быстрых бридеров с газовым охлаждением, для которого используется сжатый гелий. В США также работают два тепловых бридера на ториевом цикле — легководяной реактор в лаборатории атомной энергии Беттис и реактор с расплавленными солями в Окриджской национальной лаборатории.

Быстрый жидкометаллический бридерный реактор имеет следующие существенные особенности. Активная зона в таком реакторе может иметь очень малые размеры. По экономическим соображениям реактор должен работать при значительно более высокой плотности мощности, чем та, которая характерна для обычных ядерных реакторов. Поэтому объем активной зоны в бридере составляет всего лишь несколько куб. метров и примерно пропорционален снимаемой с реактора мощности. Плотности мощности в нем составляют около  $0.4 \text{ Мвт/л}$ .

Для отвода тепла, что необходимо во избежание перегрева топлива, через активную зону надо прокачивать жидкий натрий со скоростью в тысячи  $\text{м}^3/\text{час}$ . С этой целью топливо в активной зоне располагается в виде многих тысяч тонких вертикальных стержней, между которыми и прокачивается охладитель. Эти стержни обычно именуется тепловыделяющими элементами (ТВЭЛ). Каждый ТВЭЛ запаян в трубку из нержавеющей стали или другого тугоплавкого сплава.

Топливо, загружаемое в реактор, чаще всего находится в керамическом виде, например в форме окислов или карбидов. Керамика выбирается

благодаря своей устойчивости при длительном пребывании в условиях высокой температуры и сильного облучения; вместе с тем она весьма тугоплавка и сравнительно инертна по отношению к жидкому металлу. Делящимися компонентами топлива могут быть обогащенный уран-235, плутоний-239 или их смесь. Находящийся в активной зоне уран-238 также обеспечивает безопасную работу реактора; подробнее на этом мы остановимся далее. Для эффективной и экономичной работы реактора топливо должно выдерживать облучение потоками нейтронов, во много раз превосходящими те, что существуют сегодня в обычных промышленных реакторах. Вместе с тем скорость сгорания топлива между этапами его воспроизводства здесь по меньшей мере вдвое больше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. При разработке топлива, которое удовлетворяло бы указанным жестким требованиям, требуются поэтому испытания многочисленных комбинаций топлив в реакторах, что составляет важную часть программы разработки бриддерных реакторов.

Второй основной особенностью бриддерного реактора является зона воспроизводства — «оболочка», заключающая в себе активную зону. Именно в оболочке происходит большинство актов воспроизводства; поэтому она состоит из урана-238, находящегося в трубках из нержавеющей стали. (Это может быть уран, который обеднен изотопом 235, извлеченным из него в процессе обогащения для получения урана-235, используемого в качестве топлива в ядерных реакторах; сейчас накопились уже большие запасы такого обедненного урана.) Поскольку в зоне воспроизводства также происходят акты ядерного деления, ее тоже охлаждают, прокачивая через нее жидкий натрий. Вместе с тем эта зона выполняет еще одну важную роль. В ней захватываются не все нейтроны, приходящие из активной зоны; достаточно большая их доля отражается обратно в активную зону, повышая тем самым экономиию нейтронного «бюджета».

Натриевый охладитель имеет великолепные теплопередающие характеристики. Кроме того, он может использоваться при весьма умеренном давлении; вода при температурах, которые имеются у теплоносителя на выходе из реактора (выше  $500^{\circ}\text{C}$ ), создает очень высокие давления. В случае же использования натрия создается лишь такое давление, которое необходимо для его прокачивания с заданной скоростью в пространстве между стержнями в активной зоне и окружающей ее зоне воспроизводства. По сравнению с водяным и газовым охлаждением натриевого охлаждения требует использования насосов малой мощности. Вместе с тем натрий не вызывает сильной коррозии материалов в реакторе.

Натрий, однако, имеет тот недостаток, что он определенным образом влияет на конструкцию реактора. Поскольку жидкий натрий непрозрачен, необходимо иметь возможность наблюдать за работой реактора и производить перегрузку топлива не совсем «вслепую». Конечно, натрий весьма активен в химическом отношении, и вместе с тем он становится сильно радиоактивным при облучении нейтронами, даже несмотря на то, что его способность захватывать нейтроны сравнительно невелика. По этим причинам натрий не должен соприкасаться с водой или воздухом и следует предусмотреть радиационную защиту персонала, работающего вблизи контуров с жидким натрием.

Пронизывающие активную зону дополнительные многочисленные стержни служат для управления и контроля за безопасной работой реактора. Они поддерживают выход мощности на заданном уровне, а также запускают и останавливают реактор. Стержни изготавливаются из материала, сильно поглощающего нейтроны, например карбида бора или металлического тантала (рис. 3).

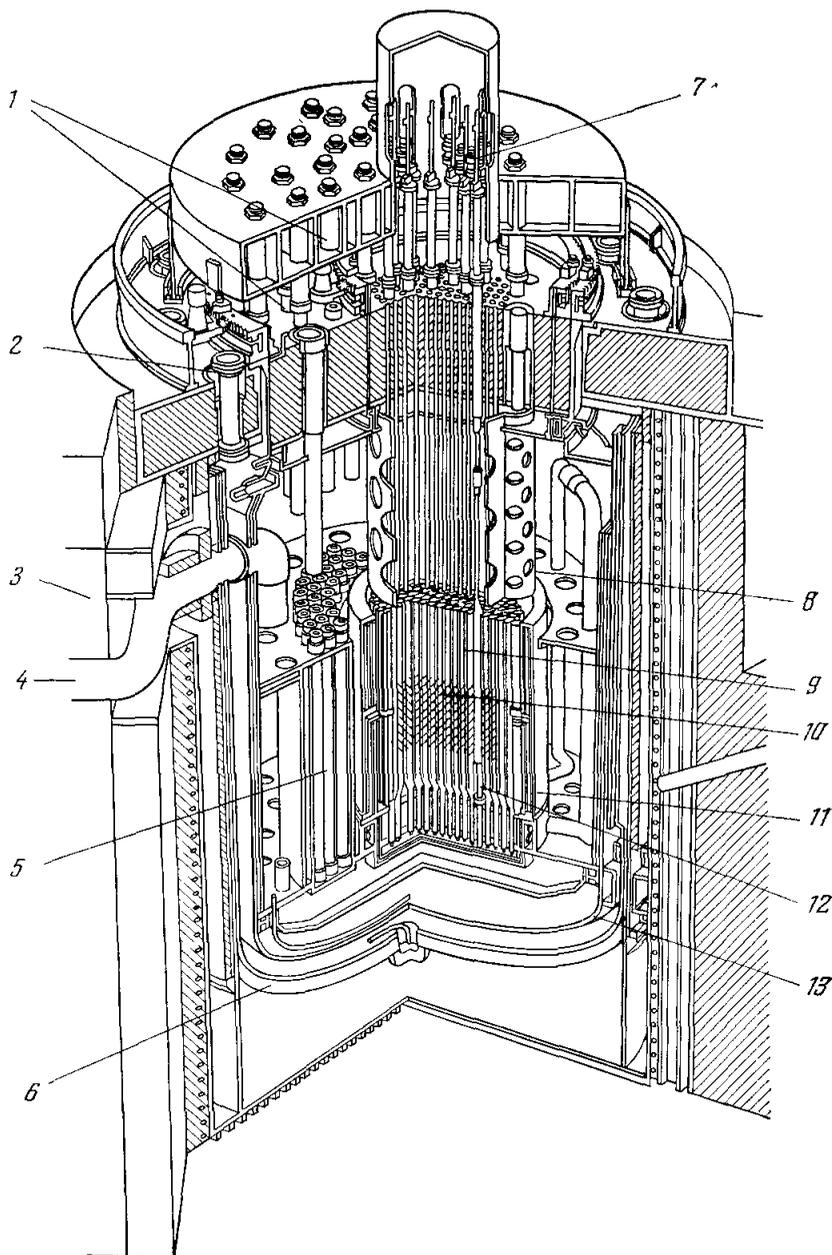


Рис. 3. Схематическое изображение быстрого жидкометаллического бриддерного реактора, конструируемого для стендовых испытаний электростанции, которая будет иметь электрическую мощность около 500 Мвт. Полномасштабная промышленная электростанция, ввод которой в строй планируется в 1984 г., будет иметь мощность около 1000 Мвт. Эта конструкция — петлевого типа, т. е. собственно реактор, погруженный в бак с жидким натрием, отделен от первичных теплообменников и насосов петлевым трубопроводом, по которому прокачивается жидкий натрий.

1 — каналы для загрузки топлива; 2 — верхняя защитная втулка; 3 — железобетонная опора и защита; 4 — подача натрия; 5 — хранение отработанного топлива; 6 — изолирующий кожух реакторного сосуда; 7 — привод регулирующего стержня; 8 — опорная конструкция для аппаратуры; 9 — зона воспроизводства (аксиальная); 10 — активная зона; 11 — зона воспроизводства (радиальная); 12 — регулирующий стержень; 13 — реакторный сосуд.

Все вещества поглощают значительно слабее быстрые нейтроны, чем тепловые. Уменьшение поглощающей способности при примерно тех же размерах управляющих стержней делает их в реакторах на быстрых нейтронах менее эффективными, чем в реакторах на тепловых нейтронах. С другой стороны, в активной зоне тепловых реакторов находится большое количество избыточного топлива с целью компенсации его выгорания и «отравления» реактора продуктами деления. (Последние также захватывают нейтроны, но при этом уже не производится значительных количеств энергии.) Излишек топлива требует введения дополнительных регулирующих стержней. Быстрые же бридерные реакторы нуждаются в меньшем числе таких стержней. Это связано с более высокой эффективностью превращения в них урана-238 в делящийся плутоний-239, которая компенсирует выгорание загруженного вначале топлива. Кроме того, быстрые нейтроны поглощаются в них продуктами деления не столь сильно, как тепловые нейтроны в обычных реакторах.

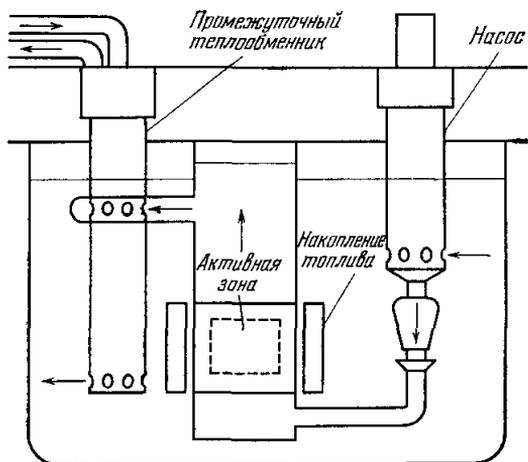


Рис. 4. Баковая система — одна из двух возможных конструкций контейнера активной зоны, зоны воспроизводства реактора и первичного контура теплопередачи. Бак заливается жидким натрием, и в него погружены реактор, насосы, забирающие натрий из бака и прокачивающие его через реактор, и промежуточный теплообменник, передающий тепло потоку нерадиоактивного натрия.

В процессе реакции деления не все нейтроны вылетают в тот момент, когда ядро делится. Некоторая небольшая доля нейтронного «бюджета» пополняется нейтронами, появляющимися при распаде продуктов деления. Следует различать эти «запаздывающие» нейтроны и «мгновенные» нейтроны, возникающие непосредственно в моменты деления ядер. Значение «запаздывающих» нейтронов состоит в том, что они удерживают цепную ядерную реакцию от практически мгновенного нарастания, когда одно поколение нейтронов тут же рождает следующее.

Доля «запаздывающих» нейтронов существенно зависит от вида делящихся ядер. Большинство реакторов на тепловых нейтронах работает на уране-235, тогда как быстрые бридеры будут использовать в качестве топлива плутоний-239. Доля «запаздывающих» нейтронов при делении урана-235 составляет около 0,65%, а при делении плутония-239 — около 0,3%. Меньшая доля «запаздывающих» нейтронов в последнем случае не является слишком существенным обстоятельством при нормальной работе реактора. Она повышает чувствительность реактора к действию регулирующих стержней, а также к действию других факторов, влияющих на его реактивность, например изменений температуры в активной зоне.

Сейчас изучаются две различные конструкции контейнеров для активной зоны, зоны воспроизводства и первичного контура теплопередачи — типа бака и типа петли (рис. 4 и 5). В конструкции первого типа в большой бак, заполненный жидким натрием, погружены реакторный сосуд, натрие-

вые насосы, которые забирают натрий из бака и прокачивают его через активную зону и зону воспроизводства, и промежуточные теплообменники, в которых тепло от радиоактивного натрия передается другому потоку натрия. В конструкции петлевого типа в натрий погружен только реакторный сосуд; жидкий металл циркулирует через теплообменные петли, расположенные вне контейнера реактора. Конструкция бакового типа имеет преимущество в значительно более высокой теплоемкости даже в случае выхода насоса из строя, но вместе с тем она требует заливки много большего количества натрия.

В конструкциях обоих типов жидкометаллических бридерных реакторов применяются сложные теплообменные устройства для изоляции циркулирующего через активную зону натриевого потока от парогенераторной установки. В этом и состоит назначение промежуточных теплообменников. Они передают тепло от радиоактивного натрия к нерадиоактивному, который уже затем проходит через парогенератор. Необходимы вспомогательные потоки натрия для перегрева пара и его повторного подогрева после того, как он отдал свою энергию лопаткам паровой турбины (рис. 6).

Как баковая, так и петлевая конструкции требуют частичной герметизации, поскольку отдельные их элементы находятся в непосредственном контакте с радиоактивными активной зоной и зоной воспроизводства. При нормальной работе реактора должно быть исключено попадание радиоактивных продуктов деления в окружающую среду. Благодаря низкому давлению натриевого охладителя требования к прочности реакторного сосуда и связанного с ним насосного контейнера оказываются весьма умеренными, что существенно отличается от требований, предъявляемых к системам высокого давления и другим компонентам первичного цикла реакторов с водой под давлением, кипящей водой и с газовым охлаждением.

В настоящее время, по-видимому, наибольший интерес привлекает баковая конструкция из-за большей своей простоты, чем петлевая. Тем не менее для создания эффективно работающего реактора предстоит решить еще немало проблем.

Наряду с жидкометаллическим привлекает внимание (впрочем, до сих пор — довольно умеренное) и быстрый бридерный реактор с газовым охлаждением. Тепловые реакторы с газовым охлаждением уже работают, и с точки зрения охлаждения быстрые бридерные реакторы не вносят новых существенных моментов. Вопросы выбора формы и испытания топлив для них имеют много общего с теми, что существуют для жидкометаллических быстрых бридеров.

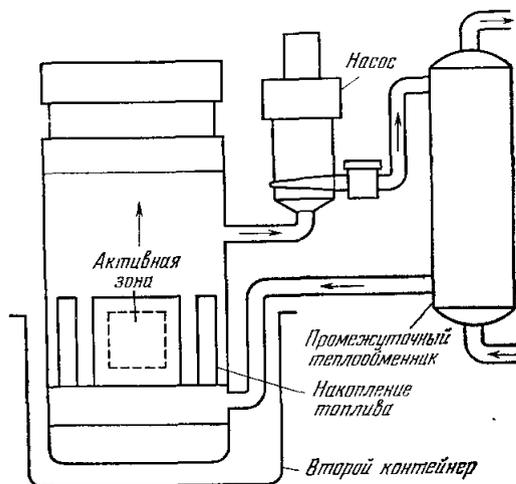


Рис. 5. В петлевой системе большинство теплообменных устройств располагается вне контейнера с реактором. В натрий погружен только реакторный сосуд. Натрий прокачивается насосами через теплообменные петли, расположенные вне реакторного контейнера. В современной технологии бридерного реакторостроения используются как баковая, так и петлевая системы.

Основное различие между обоими видами бридеров заключается в использовании гелия под давлением от 70 до 100 атм для переноса тепла из активной зоны реактора к парогенераторам. Поскольку гелий не становится радиоактивным и не реагирует с водой в парогенераторе, здесь нет нужды в промежуточных теплообменниках. При этом достигается значительное конструктивное упрощение всей системы, если не считать необходимости в компрессорах для создания высокого давления газа.

Использование гелия в качестве охладителя в быстрых бридерных реакторах имеет и другие преимущества. Гелий не поглощает нейтроны в активной зоне реактора, в связи с чем, с одной стороны, упрощается

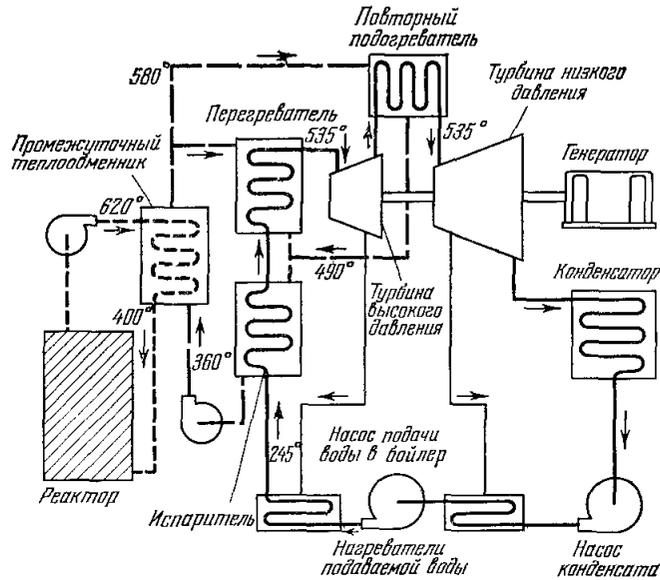


Рис. 6. Схема потоков в быстром жидкометаллическом бридерном реакторе. Натриевый теплоноситель (штриховка, частый пунктир) прокачивается через реактор, где он становится радиоактивным, и затем через промежуточный теплообменник, где он передает тепло отделенному от него потоку нерадиоактивного натрия (редкий пунктир). Тепло от последнего передается воде в парогенераторном цикле (сплошная линия) и в конечном итоге превращается в энергию электрического тока. Температуры приведены в градусах Цельсия.

регулирование] реактора, а с другой — увеличивается производство нового делящегося материала из «заурядного» сырья. Вместе с тем гелий прозрачен и химически инертен, что позволяет визуально следить за работой реактора и перегрузкой в нем топлива; применение гелия также упрощает конструирование реактора и целиком снимает проблему коррозии реакторных материалов.

В быстром бридерном реакторе с газовым охлаждением активная зона, контуры циркуляции гелия и парогенератор целиком размещаются в контейнере высокого давления, изготовляемом из предварительно напряженного железобетона. Основные компоненты реактора и их расположение те же, что и для теплового реактора с газовым охлаждением (рис. 7 и 8).

Разработка быстрых бридерных реакторов с газовым охлаждением может принципиально привести к созданию установок, во много раз более экономичных, чем быстрые бридеры с жидкометаллическим охлаждением. Нейтроны в гелии замедляются слабее, чем в натрии. Поэтому период удвоения в гелиевом бридере окажется короче. Далее, можно пред-

составить себе разработку быстрого бридерного реактора с газовым охлаждением для работы в прямом энергетическом цикле, в котором газовый

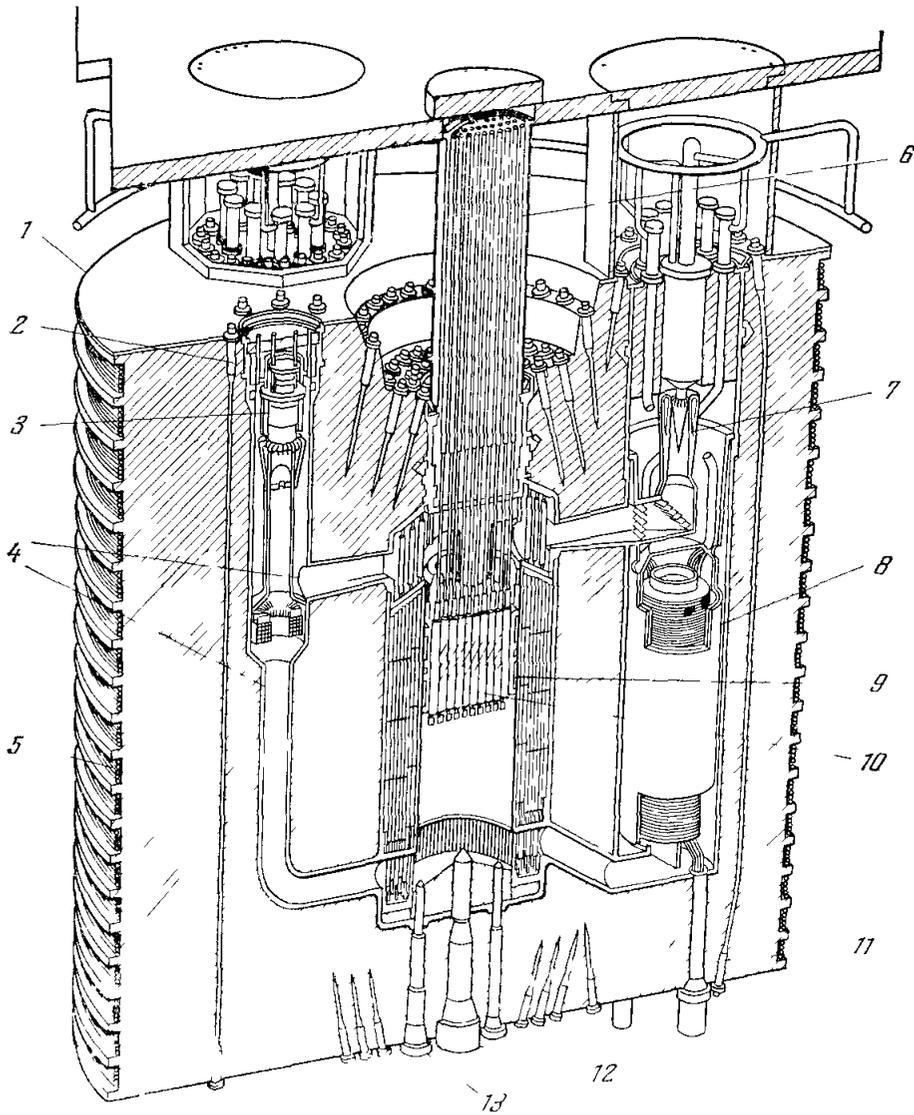


Рис. 7 Схематическое изображение быстрого бридерного реактора с газовым охлаждением, конструируемого для стендовых испытаний на станции электрической мощностью около 300 Мвт. Основное различие между газовым и жидкометаллическим реакторами состоит в использовании гелия под высоким давлением вместо жидкого натрия под низким давлением. По этой причине газовый бридер заключен в контейнер из предварительно напряженного железобетона.

11 — реакторный сосуд из предварительно напряженного железобетона, 2 — стяжка, 3 — вспомогательный насос, 4 — каналы для газового потока, 5 — круговые ребра жесткости, 6 — привод регулирующих стержней, 7 — гелиевый насос, 8 — парогенератор, 9 — теплоизоляция, 10 — активная зона реактора, 11 — крепления вертикальных стяжек, 12 — канал для механизма перемещения топлива, 13 — канал для механизма обработки топлива.

геплоноситель из реактора будет поступать прямо в газовую турбину, связанную с динамомашинной. Разработка такого цикла могла бы снизить капитальные затраты на строительство быстрых бридерных реакторов.

Основной вклад в разработку программы Комиссии по атомной энергии США по брідерным реакторам с жидкометаллическим охладителем должны внести исследования, проводимые на трех установках. Две из них уже работают — это экспериментальный брідерный реактор EBR-II и плутониевый реактор нулевой мощности ZPPR. EBR-II (рис. 9 и 10) — испытательный реактор на быстрых нейтронах — работает в Аргоннской национальной лаборатории под наблюдением Национальной станции испытания реакторов в шт. Айдахо. На этом реакторе, выработавшем к 1 июля 1970 г. в общей сложности 35 000 *Мвт*-дней, решаются основные вопросы программы испытания топлив и подвергающихся облучению материалов для

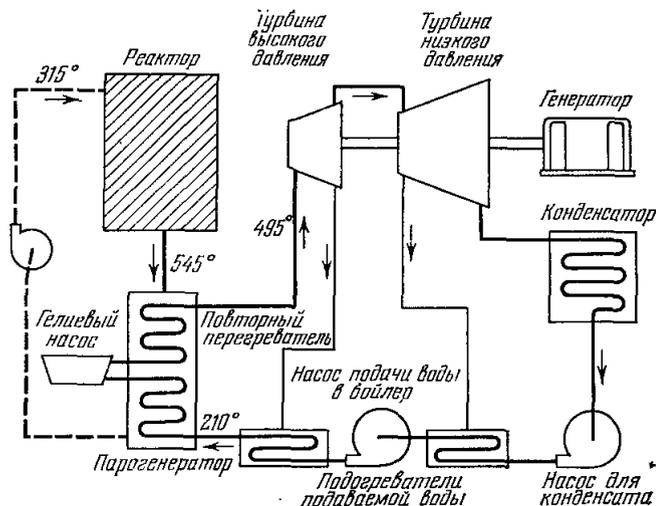


Рис. 8. Схема потоков в быстром брідерном реакторе с газовым охлаждением, в котором осуществляется передача тепло от гелия (штриховка, пунктир) к пароводяному циклу (сплошная линия). Эта система работает без промежуточных теплообменников. Температуры приведены в градусах Цельсия.

жидкометаллического быстрого брідера. На сегодняшний день в реакторе прошли облучение почти 800 ТВЭЛов и более 100 капсул с сотнями образцов конструкционных, защитных материалов и материалов регулирующих стержней. В 1969 г. ERR-II вышел на номинальную (теловую) мощность 62,5 *Мвт*.

В Аргоннской национальной лаборатории работает с 1969 г. также реактор ZPPR. (Слова «нулевая мощность» в его названии означают, что реактор не генерирует значительных количеств тепла.) Это — самый крупный в США реактор нулевой мощности и вместе с тем единственный в мире, который достаточно велик и допускает достаточно большую загрузку плутония (по крайней мере 3000 кг), чтобы проводить натурные модельные исследования расположений плутониевых ТВЭЛов, которые будут использоваться в больших перспективных промышленных брідерах 80-х и последующих годов. Испытания на этом реакторе дают важные сведения о поведении нейтронов в активной зоне брідерных реакторов.

Третий реактор сейчас конструируется на основе данных, полученных при эксплуатации ERR-II, ZPPR и меньших установок. Названный Испытательной установкой на потоках быстрых нейтронов (FFTF), он будет работать в режиме очень высокого нейтронного потока (эта величина определяется числом нейтронов, проходящих через сечение  $1 \text{ см}^2$  за  $1 \text{ сек}$ )

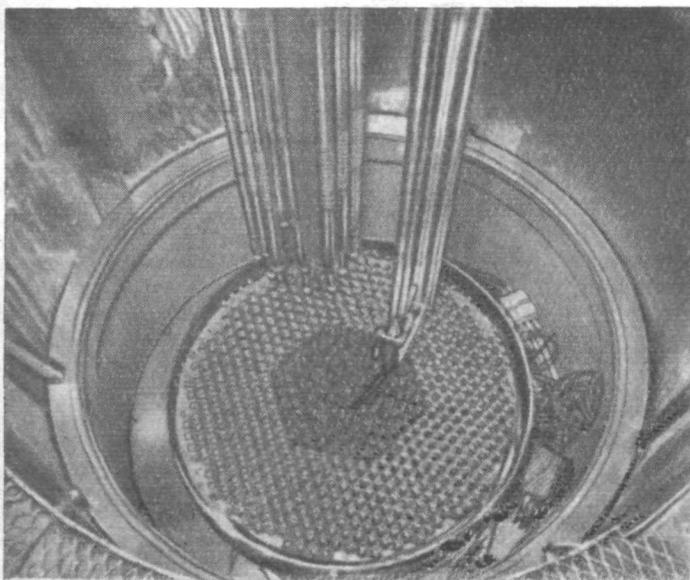


Рис. 9. Активная зона и зона воспроизводства быстрого бридерного реактора EBR-II, в которых происходит бридинг. Активная зона выглядит как темная шестиугольная область. Специальный захватный механизм справа вставляет в нее и извлекает из нее топливные элементы (ТВЭЛы). Слева — группа регулирующих стержней активной зоны. Вокруг активной зоны располагается зона воспроизводства. В ней устанавливаются стержни из урана-238, который в процессе бридинга превращается в плутоний.

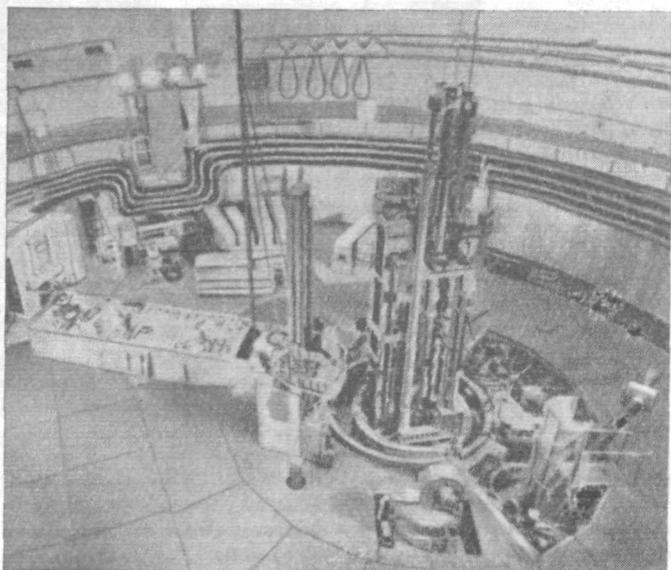


Рис. 10. Экспериментальный бридерный реактор EBR-II, работающий под наблюдением Комиссии по атомной энергии США на Национальной станции испытания реакторов в шт. Айдахо. Основным элементом реактора является находящийся под полом бак высотой и диаметром 8 м, заполненный теплоносителем — жидким натрием. Вертикальная колонка справа представляет собой механизм для управления регулируемыми стержнями, а также для введения и извлечения топливных элементов в реакторе. Этот реактор служит для испытания топлив и конструкционных материалов для будущих промышленных бридерных реакторов.

для создания радиационных повреждений в топливах и конструкционных материалах, которые будут использоваться в промышленных бридерных реакторах. Реактор, стоимость которого составит приблизительно 100 млн. долларов, будет работать на уровне (тепловой) мощности около 400 *Мэв* без ее преобразования в электрическую энергию. Он будет строиться на территории Комиссии по атомной энергии в Ричленде, шт. Вашингтон; строительство должно начаться в 1971 г. и завершиться в середине 70-х годов.

Используя опыт, накопленный при разработке реакторов на тепловых нейтронах, Комиссия предприняла первые шаги к строительству одной или нескольких энергетических стендовых установок быстрых бридеров с жидкометаллическим охлаждением. Стоимость их будет определена правительством и промышленными фирмами. Первая такая установка (электрической) мощностью от 300 до 500 *Мвт* позволит набрать опыт эксплуатации как реактора, так и установки для преобразования тепла в электричество. Подобная установка, конечно, не сможет конкурировать экономически с существующими ядерными или обычными электростанциями из-за сравнительно малой своей величины и недостаточного технического совершенства. Натурный бридерный быстрый реактор с жидкометаллическим охлаждением образца 80-х годов будет иметь номинальную электрическую мощность порядка 1000 *Мвт* и более.

Много внимания в программе разработки быстрых бридеров уделяется безопасности их работы. Отходами реакции деления являются осколки делящихся ядер топлива, соответствующие элементам середины периодической таблицы Менделеева. Многие изотопы этих элементов радиоактивны. Еще в первые годы работы ядерных реакторов стала ясной необходимость в постоянном контроле за продуктами деления, и сегодня такой контроль осуществляется на всем протяжении топливного цикла.

Кроме продуктов деления, в быстрых бридерных реакторах находятся также большие количества плутония, который в некоторых своих формах также представляет радиационную опасность. Уже стало стандартной процедурой при эксплуатации реакторов как на тепловых, так и на быстрых нейтронах принимать все возможные меры против утечки потенциально опасных веществ при всех предвидимых условиях, включая и землетрясения.

Вероятно, наиболее существенной для безопасности работы промышленных ядерных реакторов является их саморегулируемость. Иными словами, они сконструированы так, что самокомпенсируют любую возможную причину, которая может привести к непредусмотренному нарастанию выходной мощности. В реакторах с водяным охлаждением такая компенсация обычно осуществляется уменьшением реактивности, вызванным понижением плотности воды с ростом ее температуры. Однако в быстром реакторе изменение плотности охладителя с температурой может происходить в противоположном направлении.

В быстром бридерном реакторе компенсация может основываться на эффекте Доплера, возникающем при возрастании скорости поглощения нейтронов ураном-238 с ростом температуры топлива в активной зоне. Поскольку внезапное повышение уровня мощности всегда сопровождается ростом температуры топлива, возрастет нейтронное поглощение и соответственно начнет снижаться мощность. В шт. Арканзас на частные средства построен маленький быстрый реактор с натриевым охлаждением для исследования этого эффекта при условиях, аналогичных существующим в реакторе большой мощности. Он назван Юго-восточным экспериментальным быстрым оксидным реактором (SEFOR).

Тот факт, что повышения реактивности можно достичь понижением плотности или количества охладителя, позволяет высказать соображения о других мерах безопасности работы быстрых реакторов с натриевым охлаждением. Допустим, например, что где-либо в пределах активной зоны реактора может незаметно перейти в перегретое состояние пузырек газа или иная полость в жидкости; тогда можно ожидать, что в этой области некоторые ТВЭЛы разрушатся. Это в свою очередь может нарушить плавное течение жидкости. Цепочка таких событий не обязательно приведет к автоматической остановке реактора. Из сказанного следует, что в конструкции реактора следует предусмотреть меры, препятствующие аварии из-за разрушения ТВЭЛов.

Такие меры можно осуществить различными способами. Например, добавление замедлителя, скажем, окиси бериллия, усиливает нейтронный доплер-эффект. Изменение отношения веса охладителя к весу топлива может ослабить эффект пустот в жидкости. Среди других методов можно назвать такое расположение топлива, при котором эффект пустот в охладителе ослабляется возрастанием утечки нейтронов из активной зоны.

Проектируемые и построенные жидкометаллические реакторы на быстрых нейтронах. Все они производят электроэнергию с меньшей эффективностью, чем планируемая в США промышленная электростанция на базе быстрого бриддерного реактора мощностью 1000 Мвт, которая, как предполагается, вступит в строй в 1984 г.

Стадия	Название	Страна	Мощность, Мвт		Год начала работы	Тип
			тепловая	электрическая		
Работают	БР-5	СССР	5	—	1959	Петля
	DFR	Англия	60	15	1959	»
	ЕВР-II	США	62,5	20	1964	Бак
	Ферми	США	200	66	1963	Петля
	Рапсодия	Франция	40	—	1967	»
	SEFOR	США	20	—	1969	»
	БОР-60	СССР	60	12	1970	»
Строятся	БН-350	СССР	1000	150	1971	»
	РFR	Англия	600	250	1972	Бак
	Феникс	Франция	600	250	1973	»
	БН-600	СССР	1500	600	1973/75	»
	FFTF	США	400	—	1974	Петля
Проектируются	KNK-II	ФРГ	58	20	1972	»
	JEFR	Япония	100	—	1973	»
	PEC	Италия	140	—	1975	Модифицированная петля
	SNR	ФРГ	730	300	1975	Петля
	DEMO-1	США	750—1250	300—500	1976	Не решено
	JPFR	Япония	750	300	1976	Петля
Сняты с эксплуатации	Клементина	США	0,025	—	1946	»
	ЕВР-1	США	1	0,2	1951	»
	БР-2	СССР	0,1	—	1956	»
	LAMPRE-I	США	1	—	1961	»

В быстром реакторе с газовым охлаждением проблема пустот не возникает, поскольку пузырьки в газе не могут появляться. Здесь, однако,

надо принимать меры предосторожности против внезапного падения давления охладителя, например из-за разрыва сосуда высокого давления. Возможность такой аварии уменьшается при изготовлении реакторного контейнера из предварительно напряженного железобетона.

Приобретая уверенность в том, что нарушения нормальных условий работы реактора не приведут к катастрофе, можно рассмотреть возможность и других неполадок. Одной из них может быть механическое прекращение доступа охладителя в активную зону. Такие случаи бывали, но они становятся все менее вероятными по мере накопления опыта эксплуатации реакторов. Сколько-нибудь значительная утечка продуктов деления в подобных случаях предотвращается тем, что вся реакторная установка окружается несколькими слоями прочной конструкционной защиты.

Другой возможный случай состоит в том, что мощность может нарастать в точке, где тепло генерируется быстрее, чем отводится охладителем. Такой случай имел место на реакторе EBR-I несколько лет назад. Решение этой проблемы снова было найдено на пути усовершенствования конструкции реактора. Даже если не иметь в виду эти аварии, все равно реакторы должны обладать достаточно прочной конструкцией на все мыслимые «случаи жизни».

При конструировании быстрых бридерных реакторов много внимания также уделяется их влиянию на окружающую среду. Поскольку бридеры будут работать при температурах, намного превышающих те, что развиваются в современных водяных реакторах, они будут иметь более высокий термодинамический к.п.д. Современные водяные реакторы работают со средним к. п. д. 32%, т. е. преобразуют в электроэнергию 32% тепловой энергии. Тепловые электростанции сегодня имеют к.п.д. около 39%. Поэтому водяные реакторы сбрасывают в окружающую среду больше тепла в расчете на единицу произведенной электроэнергии, чем тепловые электростанции. Быстрые бридерные реакторы, вероятно, достигнут к. п. д., равного к. п. д. большинства современных тепловых станций, и это несколько ослабит проблему сброса тепла ядерных реакций.

Утечка радиоактивности из быстрых бридеров в воздух будет близка к нулю. В современных реакторах с водяным замедлителем в контролируемых условиях образуются небольшие количества газообразных продуктов деления (в основном криптон-85 и тритий). Но даже эти количества не попадают в атмосферу, поскольку необходимая герметизация активной зоны позволяет собирать и удалять эти газы в отходы, а эти операции проводятся сегодня на безопасном уровне. Что касается бридерных реакторов, то в них теплоноситель циркулирует в замкнутой системе, вода в парогенераторе нигде не подвергается облучению нейтронами, так что в стоках воды электростанции не должно быть никакой радиоактивности.

Экономическое значение быстрых бридерных реакторов заключается в основном, если не целиком, в том, что они позволяют сохранить ресурсы ядерного топлива. Предполагается, что в ближайшие 50 лет использование бридеров позволит уменьшить потребление урана на 1,2 млн. тонн по сравнению с тем, какое было бы без использования бридеров. Это по энергии эквивалентно примерно 3 млрд. тонн угля.

Разработка бридерных реакторов должна также привести и к постепенному снижению удельных расходов на выработку электроэнергии. Изучение этого вопроса показывает, что стоимость исследовательских и проектно-конструкторских работ по разработке быстрых жидкометаллических бридерных реакторов, проводимых только Комиссией по атомной энергии, должна до 2020 г. составить более 2 млрд. долларов, не

считая больших затрат со стороны промышленных фирм. Однако если, как это планируется, первый промышленный бридер вступит в строй в 1984 г., то до 2020 г. такие бридеры принесут экономию в стоимости производства электроэнергии, оцениваемую в 200 млрд. долларов в ценах 1970 г.

Сейчас в США 1 *квт-ч* электроэнергии, отпущенной потребителю, стоит от 0,5 до 1 цента, колеблясь в зависимости от типа, срока эксплуатации и местоположения электростанции. Эти пределы охватывают большинство электростанций, хотя, конечно, есть немного и таких, которые выходят в обе стороны за эти пределы. По предварительным оценкам применение быстрых жидкометаллических бридеров позволит сэкономить от 0,05 до 0,1 цента на каждом *квт-ч*. Большие бридерные системы, которые, возможно, снизят стоимость электроэнергии по крайней мере на 0,2 цента за 1 *квт-ч*, позволят разрабатывать такие источники сырья или перерабатывать отходы такими способами, которые сегодня человечество еще не может пустить в дело из-за высокой стоимости энергии. Бридеры дадут возможность эксплуатировать дополнительные ресурсы на суше и в океане и осваивать пока что необжитые и неплодородные земли.

Мы, таким образом, приходим к заключению, что внедрение бридерных реакторов может привести к широкому применению атомной энергии в условиях новой научно-технической революции. Это внедрение может оказаться медленным, но оно вызовет к жизни целый поток усовершенствований в промышленном производстве, сельском хозяйстве и на транспорте. К ним относятся создание больших многоцелевых опреснительных установок, электромеханизация ферм и транспортных средств, электрификация металлургических и химических производств, а также создание более эффективных установок для переработки промышленных отходов. Ключом к решению всех этих проблем является доступность дешевой электроэнергии, и именно в достижении этой цели бридерным реакторам принадлежит важная роль.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. The Technology of Nuclear Reactor Safety, vol. 1. Reactor Physics and Control (T. G. Thomson and J. G. Beckerley, Eds.), The M. I. T. Press, 1964.
2. Fast Reactor Technology: Plant Design (J. G. Yevick, Ed.), The M. I. T. Press, 1966.
3. AEC Authorizing Legislation, Fiscal Year 1971, Hearing before the Joint Committee on Atomic Energy, pt. 3. U. S. Government Printing Office, 1970.