

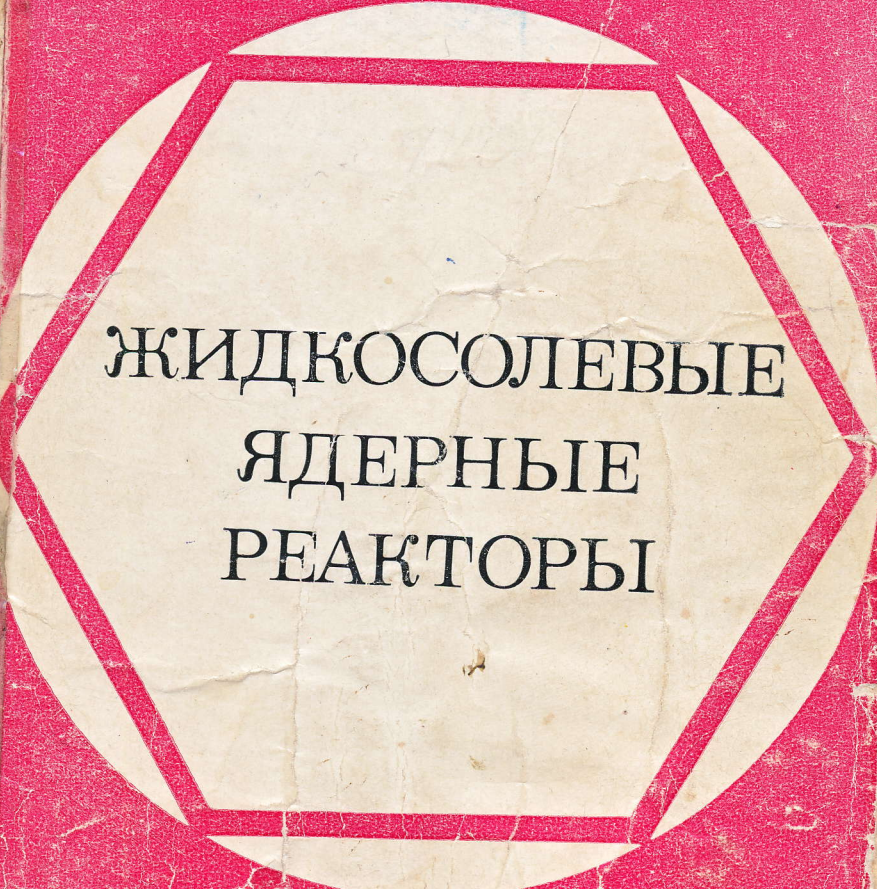
044
569

127698

УДК

ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

В.Л. БЛИНКИН, В.М. НОВИКОВ



ЖИДКОСОЛЕВЫЕ
ЯДЕРНЫЕ
РЕАКТОРЫ

АТОМИЗДАТ

ЖИДКОСОЛЕВЫЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ — ПЕРСПЕКТИВНОЕ НАПРАВЛЕНИЕ ФИЗИКО- ХИМИЧЕСКОЙ КОНЦЕПЦИИ РЕАКТОРОСТРОЕНИЯ

§ 1. ДВЕ КОНЦЕПЦИИ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Блинкин В. Л., Новиков В. М. Жидкосольевые ядерные реакторы. — М.: Атомиздат, 1978, 112 с.

Книга посвящена систематическому изложению вопросов истории и перспектив развития жидкосольевых ядерных реакторов с циркулирующим топливом (ЖСР). Приведены результаты исследований двух экспериментальных ЖСР. Детально описан проект жидкосольевого уран-ториевого реактора-размножителя на тепловых нейтронах. Обсуждаются возможности применения ЖСР в ядерной энергетике. Рассмотрен комплекс физико-химических и технологических проблем, возникающих при создании ЖСР. Особое внимание уделено проблемам безопасности и воздействия ЖСР на окружающую среду.

Книга рассчитана на научных работников и инженеров, занимающихся проблемами реакторостроения и ядерной энергетике, а также на преподавателей, аспирантов и студентов инженерно-физических факультетов.

Рис. 41. Табл. 24. Список литературы 88 наименований.

Серия «Техника ядерных реакторов», № 6.

127698

БИБЛИОТЕКА
УИИ
АН СССР

Возрастающее значение ядерной энергетики в общем энергетическом балансе выдвигает сегодня как одну из актуальных задач дальнейшее совершенствование ядерных реакторов [1]. Прежде всего это относится к тем реакторам, на основе которых планируется развитие ядерной энергетики в ближайшие 10—15 лет. Однако не менее важно представлять себе возможности и перспективы использования других типов ядерных реакторов. Это важно для обеспечения альтернативных вариантов развития энергетики будущего и для оптимального решения отдельных проблем при комплексном использовании ядерной энергии.

Вопрос о том, каким должен быть энергетический ядерный реактор, возник уже на самом первом этапе рождения реакторной технологии. Использование энергии деления ядер тяжелых элементов осуществляется через комплекс ядерно-физических, химических и теплофизических процессов, поэтому выбор конструкции и функционального назначения ядерного реактора обуславливается тем, как и где реализуются отдельные звенья этого комплекса. Под этим углом зрения можно достаточно условно выделить две концепции — концепцию реактора как теплотехнического аппарата и концепцию реактора как физико-химического аппарата.

В концепцию реактора как *теплотехнического аппарата* положены два принципа: а) освободить ядерный реактор от всех технологических процессов регенерации ядерного горючего и оставить ему единственную функцию генератора тепловой энергии и б) максимально локализовать в реакторе область, занятую делящимися материалами и продуктами деления.

Такой подход к строительству реакторов дал возможность на первом этапе развития ядерной энергетики наиболее быстро создать атомные энергоустановки, поскольку в них удалось свести к минимуму количество принципиально новых элементов конструкции, а регенерация горючего и рефабрицирование элементов по существу были отложены до лучших времён. Эта концепция воплощена во всех типах современных реакторов Франции, США, Великобритании, Швеции, Японии, СССР.

реакторов, таких, как ВВЭР (PWR, LWR) и РБМК. Эта же концепция лежит в основе разрабатываемых в настоящее время жидкометаллических реакторов на быстрых нейтронах БНР (LMFBR), газоохлаждаемых высокотемпературных реакторов ВТГР (HTGR) и других типов реакторов с твердыми твэлами.

Недостатком способа утилизации энергии деления ядер в реакторах теплотехнической концепции является неполное использование тех потенциальных возможностей, которые заложены в самом феномене деления ядер тяжелых элементов. Во-первых, максимальная локализация ядерного горючего и продуктов деления и организация теплосъема внутри активной зоны приводят к необходимости размещать в ней большое количество конструкционных материалов, а это ведет к ухудшению баланса нейтронов в реакторе. Кроме того, ухудшение баланса нейтронов связано с паразитным захватом нейтронов продуктами деления, которые в течение всей кампании накапливаются в активной зоне. Во-вторых, глубина выгорания топлива ограничена радиационными повреждениями конструкционных материалов твэла. Например, для проектируемых в настоящее время реакторов ВВЭР-1000 [1, 2] максимальная глубина выгорания горючего не превышает 40 МВт·сут./кг. В-третьих, в твердотопливных реакторах необходимо иметь большой начальный запас реактивности для компенсации выгорания топлива и отравления реактора продуктами деления. Так, в реакторе ВВЭР-1000 начальный запас реактивности составляет 22,5% [2]. Наличие такой избыточной реактивности уменьшает ядерную безопасность системы. Наконец, конструкция твердотопливного реактора достаточно сложна, поскольку создание большого числа надежных твэлов — серьезная инженерная задача.

Альтернативной является концепция реактора как *физико-химического аппарата*. В реакторах этого типа осуществляется непрерывное управление ядерно-физическими, химическими и теплофизическими процессами, протекающими в топливе, а также непрерывная корректировка физико-химических свойств ядерного топлива. Решение этой задачи в принципе позволяет максимально использовать возможности, заложенные в физической природе деления ядер.

Непрерывное управление составом и физико-химическими свойствами ядерного топлива осуществляется наиболее естественным образом, если оно находится в жидкой или газовой фазе. Отличительной особенностью реакторов физико-химической концепции является объединение с той или иной степенью полноты в одном аппарате собственно ядерного реактора и системы регенерации горючего. К реакторам этого типа относятся газофазные реакторы [3—6], гомогенные реакторы на водных растворах или суспензиях урана [7]

с жидкометаллическим топливом (LMFR) [7] и жидкосольевые реакторы (ЖСР) [8, 9].

Очевидно, что ядерная энергетика на первом этапе развития должна базироваться на реакторах теплотехнической концепции и в первую очередь на простейшем из них — легководном реакторе типа ВВЭР. Причин здесь несколько. Во-первых, перед реакторами теплотехнической концепции ставится только одна задача — преобразование энергии деления ядер в тепловую, и поэтому создание таких реакторов связано с освоением сравнительно меньшего числа принципиально новых элементов конструкции. Во-вторых, на первом этапе развития ядерной энергетики проблема исчерпания ресурсов ядерного топлива еще остро не стоит. Поэтому оказалось экономически целесообразным строить ядерные реакторы с неоптимальным использованием нейтронов деления. На этом этапе даже полный отказ от переработки и регенерации топлива не лимитирует развитие ядерной энергетике. Таким образом, оказалось возможным отделить проблему переработки топлива от проблемы утилизации энергии деления в ядерных реакторах.

Однако такая ситуация не может продолжаться неограниченно долго. Оценка промышленных запасов урана и сопоставление их с предполагаемыми темпами развития ядерной энергетике приводят к выводу, что через 20—30 лет ресурсы дешевого урана будут близки к исчерпанию [1, 10]. Поэтому проблема переработки ядерного топлива к этому времени должна быть решена. Решение этой проблемы на основе регенерации твердотопливных твэлов связано с рядом новых дополнительных трудностей. Одна из них — транспортирование облученных элементов на радиохимические предприятия. Это означает, что радиоактивные элементы будут «размазаны» по весьма широкой территории. При этом возрастает как опасность радиоактивного загрязнения среды вследствие возможных аварий, так и опасность хищения радиоактивных материалов [11]. Исходя из сказанного можно ожидать, что, по мере того как ядерная энергетика будет приобретать доминирующее положение в структуре всей энергетике в целом, преимущества теплотехнической концепции будут все более утрачиваться. В этих условиях, естественно, должна возрасти привлекательность концепции физико-химического направления в реакторостроении, которая позволит достигнуть более высоких качественных характеристик АЭС и решить ряд задач энергетике, недоступных для твердотопливных реакторов. В пользу такого понимания диалектики развития реакторостроения говорит и то обстоятельство, что, несмотря на ориентацию на развитие твердотопливных реакторов как основу ядерной энергетике ближайших лет, в ряде стран (США, Франция, Япония и др.) существуют программы исследова-

ния возможностей реакторов с жидким и газофазным ядерным горючим. Эти реакторы рассматриваются как в плане возможной альтернативы современным концепциям твердо-топливных реакторов, так и в плане решения ряда специальных задач [5, 12—16].

§ 2. ПРЕИМУЩЕСТВА РЕАКТОРОВ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКОЙ КОНЦЕПЦИИ

Реализация физико-химической концепции ядерного реактора связана с разработкой новой технологии и решением ряда сложных технических задач. Поэтому прежде всего необходимо понять, насколько усилия, необходимые для решения этих задач, оправданы с точки зрения потенциальных преимуществ реакторов физико-химической концепции.

В чем же состоят эти преимущества? Рассмотрим последовательно каждое из них.

Высокоэффективный баланс нейтронов. В реакторах с жидким или газообразным топливом легко организовать непрерывную циркуляцию горючего через байпасный контур, в котором теми или иными методами топливо будет освобождено от продуктов деления. Это первая причина хорошего баланса нейтронов.

Само топливо, находясь в жидкой или газообразной фазе, может выполнять роль теплоносителя, в этом случае передача энергии деления осуществляется вне активной зоны. Следовательно, в таких реакторах нейтронно-физические и теплофизические требования развязаны, т. е. они не обязательно должны быть согласованы в одном физическом объеме — объеме активной зоны. В результате количество конструкционных материалов в активной зоне значительно уменьшается и, следовательно, уменьшается паразитный захват нейтронов.

Количественным показателем эффективности нейтронного баланса служит коэффициент конверсии топлива, который в тепловых ЖСР достигает значений 0,8—0,9 для уран-плутониевого топливного цикла, а для уран-ториевого цикла может быть даже реализовано расширенное воспроизводство топлива с коэффициентом воспроизводства 1,06—1,10 [8, 17].

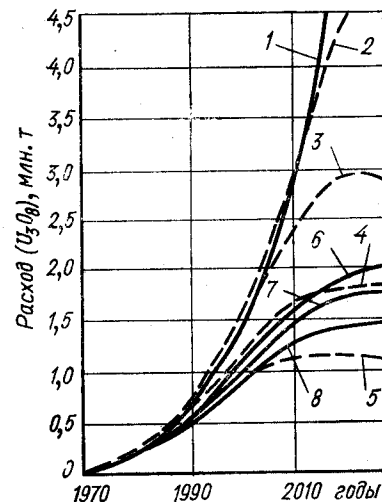
Низкие удельные загрузки топлива в рассматриваемых реакторах достигаются благодаря тем же причинам. Уменьшение критической загрузки в активной зоне может быть настолько значительным, что оно полностью компенсирует дополнительное увеличение загрузки из-за наличия топлива в системе теплообменника и контура переработки. Например, в жидкосолевым реакторе-размножителе на тепловых нейтронах удельная загрузка делящимся горючим не превышает 1,5 кг/МВт (эл) [8], в то время как для реакторов ВВЭР-1000 или РБМК-1000 она составляет 2,9 кг/МВт (эл) и 3,16 кг/МВт (эл) соответственно [2]. Для бо-

лее корректного сравнения к этим удельным загрузкам твердо-топливных реакторов следует добавить то делящееся горючее, которое находится в цикле переработки и рефабрикации твэлов. При годичном цикле переработки топлива эквивалентная удельная загрузка возрастает для ВВЭР-1000 до 3,9 кг/МВт (эл).

Это обстоятельство может оказаться решающим для экономики естественных запасов делящегося горючего. Низкие удельные загрузки жидкосольевых реакторов в сочетании с высоким коэффициентом конверсии топлива позволяют удвоить или даже утроить энергетические мощности реакторов на той же сырьевой базе (рис. 1).

Рис. 1. Потребности в урановых рудах для развития ядерной энергетики США [8]:

1 — легководные реакторы типа LWR; 2 — легководные реакторы-размножители типа LWBR; 3 — жидкотеплопроводящие реакторы-размножители на быстрых нейтронах LMFBR с временем удвоения $T_2=15$ лет, удельной загрузкой $G_{уд}=5$ кг/МВт (эл) и коэффициентом воспроизводства $KB=1,35$; 4 — LMFBR с $T_2=10$ лет, $G_{уд}=3$ кг/МВт (эл) и $KB=1,31$; 5 — LMFBR с $T_2=5$ лет, $G_{уд}=3$ кг/МВт (эл) и $KB=1,63$; 6 — жидкосольевые реакторы-размножители на тепловых нейтронах MSBR с $T_2=20$ лет, $G_{уд}=1,3$ кг/МВт (эл) и $KB=1,07$; 7 — MSBR с $T_2=15$ лет, $G_{уд}=1,0$ кг/МВт (эл) и $KB=1,07$; 8 — MSBR с $T_2=10$ лет, $G_{уд}=0,7$ кг/МВт (эл) и $KB=1,07$.



Большая глубина выгорания горючего. В реакторах с твердо-топливными твэлами глубина выгорания ограничена радиационными повреждениями, приводящими к ухудшению теплофизических и механических свойств твэла. Кроме того, выгорание делящихся изотопов и накопление продуктов деления приводят к уменьшению реактивности, и поэтому также ограничивают глубину выгорания топлива.

В реакторах с жидкими топливными элементами в принципе нет проблемы изменения механических свойств твэла под действием излучения, а изменение теплофизических свойств топлива незначительно. Если при этом принять во внимание, что организация непрерывного удаления основных продуктов деления обеспечивает коэффициент конверсии топлива близкий к единице, то можно утверждать, что глубина выгорания в этих реакторах практически неограниченна.

Если даже в жидкотопливном реакторе отказаться от переработки топлива, то и в этом случае глубина выгорания может быть в несколько раз больше, чем в твердотопливных реакторах. Это связано с лучшим балансом нейтронов и с возможностью непрерывной подпитки их свежим топливом, компенсирующим выгорание. Например, за десятилетнюю кампанию в жидкосольевых реакторах можно выжечь около 1,0% естественного урана [18], что почти в 3 раза больше выгорания, допустимого в реакторах типа ВВЭР.

Высокий уровень ядерной безопасности реакторов физико-химической концепции связан с рядом их специфических свойств. Прежде всего, эти реакторы обладают мгновенным отрицательным температурным коэффициентом реактивности, который обеспечивает саморегулируемость системы по температуре. Этот отрицательный температурный коэффициент связан главным образом с тепловым расширением жидкого топлива, поэтому саморегулирование реактора осуществляется практически безынерционно.

Возможность непрерывной подпитки реактора свежим топливом позволяет компенсировать выгорание, поэтому нет необходимости создавать начальный запас реактивности и использовать в реакторе компенсирующие стержни регулирования.

В реакторах с циркулирующим горячим поверхностью раздела, через которую осуществляется передача тепла от топлива к теплоносителю, находится вне активной зоны. Это также увеличивает ядерную безопасность, так как именно поверхность раздела между горячим и теплоносителем в твердотопливных реакторах является весьма уязвимым местом. В реакторах с циркулирующим топливом само горячее выполняет функцию теплоносителя. Это означает, что природа таких реакторов исключает весь комплекс проблем, связанных с понятием потери теплоносителя.

Наконец, отметим еще одно обстоятельство. Нарастивание мощности в твердотопливных реакторах, как правило, осуществляется увеличением числа твэлов. Это приводит к уменьшению статистической надежности системы. Реакторы с жидким топливом фактически представляют собой однотвэльный аппарат, в котором повышение мощности может быть достигнуто просто увеличением его размеров. При этом статистическая надежность системы не уменьшается.

Возможность гибкой работы реактора в режиме переменных нагрузок. Потребность в электроэнергии, как известно, не постоянна. Она резко уменьшается в ночное время, а также в нерабочие дни недели. Поэтому значительная часть (до 20%) электростанций должна работать в режиме переменных нагрузок. Обычные реакторы с твердотопливными элементами малоприспособлены для этих целей.

Периодическое регулирование их мощности приводит к значительным термоциклическим нагрузкам в твэлах, что снижает ресурс их работы. Другая проблема связана с ксеноновым отравлением реактора при суточных остановах. Если компенсировать такое отравление стержнями регулирования, то происходит сильный перекоп тепловыделения в реакторе и, как следствие этого, возникают дополнительные термоциклические нагрузки.

Реакторы с жидкотопливными элементами по своей сути лишены обоих этих недостатков. Понятие термонапряжений в жидкости просто лишено смысла, а ксенон в силу малой растворимости в жидком топливе может быть легко выведен из активной зоны. Более того, отрицательный температурный коэффициент реактивности и наличие циркулирующего топлива через активную зону позволяют осуществлять глубокое регулирование мощности реактора (до 90%) при почти полном сохранении поля температур в активной зоне [19].

Сравнительная простота и дешевизна топливного цикла. В топливном цикле реакторов с жидким или газообразным топливом, в отличие от твердотопливных реакторов, исключаются операции перевода топлива из твердой фазы в жидкую или газовую, а также рефабрикация твэлов. Кроме того, здесь не нужны дефицитные и сравнительно дорогие материалы, используемые для изготовления оболочки твердых твэлов. Соединение в одном аппарате собственно ядерного реактора и топливоперерабатывающей установки исключает необходимость останова реактора для загрузки топлива и транспортирование облученного топлива на перерабатывающие заводы. Загрузку и выгрузку топлива и подпитку свежим топливом можно здесь производить непрерывно при помощи сравнительно простого оборудования и без вскрытия корпуса реактора. В результате топливная составляющая стоимости электроэнергии для реакторов физико-химической концепции будет значительно меньше, чем для реакторов теплотехнической концепции [13].

Высокое качество нарабатываемого топлива. В реакторах с твердотопливными твэлами изотопный состав выгружаемого в конце кампании топлива можно регулировать, только изменяя длительность самой кампании. По-другому дело обстоит в реакторах с жидким или газообразным топливом. Непрерывное выведение из активной зоны как промежуточных (протактиний или непуний), так и конечных продуктов наработки (уран или плутоний) позволяет в широких пределах изменять изотопный состав нарабатываемого топлива. Например, если выводить Pa из топливной соли ЖСР с периодом 3 суток, то относительная концентрация ^{232}U в смеси изотопов будет на два порядка меньше, чем в твердотопливном уран-ториевом реакторе при кампании

1,5 года [20]. Аналогичная ситуация имеет место и в уран-плутониевом цикле. Непрерывный вывод из топлива ^{239}Pu позволяет значительно снизить содержание ^{240}Pu в составе изотопов нарабатываемого плутония.

Широкий диапазон возможных применений. В общем энергетическом балансе только около четверти вырабатываемой энергии производится в виде электричества, а остальная ее часть идет на производство тепла для бытовых, промышленных и транспортных нужд. Рост доли ядерной энергетики с неизбежностью должен привести к использованию ядерных реакторов для производства всех основных видов энергии, потребляемой обществом. Пожалуй, в первую очередь после электроэнергии это относится к производству высокотемпературного тепла для обеспечения ряда технологических процессов, таких, как металлургические процессы, реформинг угля, получение водорода и т. д.

Реакторы физико-химической концепции являются достаточно гибкими системами. В них плотность энерговыделения не ограничена возможностью теплопередачи внутри активной зоны между топливом и теплоносителем. Кроме того, здесь можно использовать различные топливные композиции: жидкие (водные растворы, жидкие металлы [7] и расплавы солей [8]) и газообразные (пары металла [5], различные смеси газов с гексафторидом урана [4] и т. д.). Все это дает основание считать, что рассматриваемые реакторы позволяют охватить широкую область технологических применений и могут быть использованы для различных специальных целей.

Например, в жидкосолевых реакторах теплоноситель допускает нагревание до температуры $1000\text{--}1300^\circ\text{C}$ при давлении в контуре, не превышающем нескольких атмосфер [14]. Это обстоятельство важно для организации высокотемпературных химических процессов, поскольку большинство из них протекает при низких давлениях, и поэтому нежелательно иметь высокое давление в теплообменнике [21].

Другие примеры можно привести из области специальных применений. Использование реактора с газофазным топливом, нагретым до температуры в несколько десятков тысяч градусов, создает уникальную возможность достижения в ядерном ракетном двигателе больших тяг одновременно с очень высоким импульсом [5]. Весьма привлекательна также попытка прямого преобразования энергии деления в свет. Этого можно достигнуть путем использования энергии продуктов деления для прямой накачки лазера [22]. Первые опыты, в которых осколки деления попадали внутрь газовой оптически активной среды со стенок сосуда, покрытых ураносодержащим материалом, дали обнадеживающие результаты [23]. Интенсификация такой накачки лазера требует перехода от поверхностных источников осколков деления к объемным.

Для этого в оптически активную среду вводят газообразные соединения урана. Поддержание состава такой среды на постоянном уровне требует непрерывного выведения из нее накапливающихся продуктов деления. Этот процесс может быть организован только в газофазном ядерном реакторе физико-химической концепции.

Спектр возможных применений реакторов физико-химической концепции чрезвычайно широк. Мы ограничились только несколькими примерами, чтобы не слишком выходить за рамки вопросов, рассматриваемых в этой книге.

§ 3. ЖСР — ПЕРСПЕКТИВНЫЙ ТИП РЕАКТОРА ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКОЙ КОНЦЕПЦИИ

К реакторам физико-химической концепции относятся по существу все типы реакторов с жидким или газообразным топливом, каждый из которых позволяет в принципе оптимально решать те или иные технологические задачи. Создание любого из реакторов этого типа связано со своими трудностями и проблемами. Поэтому на этапе становления физико-химической концепции реакторостроения разумно выделить такой тип реактора, который мог бы быть «лидером» этого направления, т. е. выполнять роль, в какой-то мере аналогичную роли ВВЭР среди твердотопливных реакторов. Такой лидер должен обладать сравнительной инженерной простотой и по возможности базироваться на современном уровне технологии.

Очевидно, что газофазные реакторы не могут стать такими лидерами. Это связано прежде всего с потенциальной опасностью утечки газообразного топлива, находящегося в реакторе при давлении до нескольких сот атмосфер. Кроме того, привлекательность газофазных реакторов связана с возможностью обеспечить в них очень высокую температуру (до десятков тысяч градусов), а удержание газа при высоком давлении и такой высокой температуре связано с рядом технологических трудностей, которые сегодня еще не преодолены [3—5, 17].

Более безопасны реакторы с жидким топливом: на водных растворах урана или плутония, с жидкометаллическим топливом и с топливом, находящимся в составе расплавленных солей [7, 8]. Для задач энергетики наиболее привлекательными являются жидкосолевые реакторы, для которых проще решаются проблемы безопасности и стойкости материалов. Кроме того, ЖСР могут работать при температурах 1000°C при давлении в контуре циркуляции горячего, не превышающем нескольких атмосфер. Жидкосолевые топливные композиции обладают достаточно высокой радиационной стойкостью. Эти особенности ЖСР весьма выгодно отличают его от реакторов

на водных растворах делящихся элементов, в которых рабочие температуры практически ограничены значением 300°С и возникают серьезные проблемы, связанные с радиолизом воды.

Очень важное преимущество ЖСР связано с относительно высокой растворимостью соединений U и Th в расплавах фтористых солей легких металлов, имеющих температуру плавления до 500°С. Расплавы солей являются единственными известными в настоящее время жидкотопливными композициями, в которых содержание Th может быть доведено до уровня, обеспечивающего расширенное воспроизводство топлива при тепловом спектре нейтронов. Сравнительно просто решается для расплавов фтористых солей и проблема совместимости с конструкционными материалами, поскольку скорость коррозии в среде расплавленных фторидов слабо зависит от содержания в них окислов и ряда других микропримесей. Эти два обстоятельства выгодно отличают ЖСР от реакторов с жидкотопливным топливом, для которых весьма ограничена растворимость U и Th и более остро стоит проблема коррозии конструкционных материалов.

С точки зрения технологии топливного цикла ЖСР также является наиболее продвинутой на сегодняшний день реактором физико-химической концепции. Очень важно, что ЖСР может работать с достаточно эффективным балансом нейтронов и при исключении ряда звеньев этого топливного цикла. В этом случае ЖСР хотя и теряет способность к расширенному воспроизводству топлива, но остается высокоэффективным конвертером [24].

Все перечисленные особенности ЖСР позволяют рассматривать их как перспективный тип реакторов физико-химической концепции, строительство которых возможно на основе современной технологии. В этом смысле можно говорить о ЖСР как о наиболее продвинутом типе жидкотопливных реакторов, и есть основания полагать, что ЖСР станет лидером среди реакторов физико-химической концепции.

§ 4. ВЫБОР ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ЖСР

Для того чтобы был понятен выбор солевых топливных композиций для ЖСР, попробуем по возможности в общем виде сформулировать требования к этим композициям. Решающим обстоятельством здесь является обеспечение возможности создания экономичного энергетического ЖСР. Для этого изотопы, входящие в топливные композиции, должны иметь малые сечения захвата нейтронов. Можно показать, что расширенное воспроизводство горячего в уран-ториевом реакторе на тепловых нейтронах достигается, если основу топливной композиции составляют первые восемь изотопов, приве-

Изотопы с малым сечением захвата тепловых нейтронов

Изотоп	¹⁵ N	¹⁶ O	² D	¹² C	¹⁹ F	⁹ Be	²⁰⁹ Bi	⁷ Li	¹¹ B	²⁴ Mg
σ _c , мбарн	0,024	0,2	0,57	3,3	9	10	32	33	50	63

Изотоп	²⁸ Si	²⁰⁷ Pb	⁹¹ Zr	³¹ P	²⁷ Al	¹ H	⁴⁰ Ca	³² S	²³ Na	³⁷ Cl
σ _c , мбарн	130	170	180	210	230	330	430	490	530	560

денных в табл. 1. Остальные изотопы можно применять только как малые добавки, придающие топливной композиции те или иные необходимые физико-химические свойства.

Температура плавления топливных композиций должна быть по возможности низкой: до 500—600°С для обычных и до 700—800°С для высокотемпературных реакторов. Расплавы должны обладать вязкостью, теплопроводностью и теплоемкостью, позволяющими использовать их в качестве эффективного теплоносителя. По этой причине из рассмотрения нужно исключить оксиды, карбиды и нитриды делящихся изотопов, а также их смеси с другими соединениями, так как они обладают очень высокими температурами плавления.

Состав и физические свойства некоторых композиций фтористых солей, имеющих температуру плавления около

Таблица 2

Физические свойства фтористых солей

Молярный состав, %	Температура плавления, °С	Плотность при 700°С, г/см ³	Коэффициент объемного расширения, 10 ⁻⁴ , °С ⁻¹	Вязкость при 700°С, сП	Теплопроводность кал/(см·с·°С)	Удельная теплоемкость, кал/(г·°С)	Число Прандтля
53,5 NaF—40 ZrF ₄ —6,5 UF ₄	540	3,27	3,36	5,7	0,005	0,24	2,74
71 LiF—16 BeF ₂ —12 ThF ₄ —1,0 UF ₄	500	3,25	2,52	7,1	0,00287	0,32	7,9
73,7 LiF—16 BeF ₂ —10 ThF ₄ —0,3UF ₄	500	3,25	2,01	2,29	—	0,34	10,3
67 LiF—30,5 BeF ₂ —2,5 UF ₄	464	2,10	1,90	5,5	—	0,57	—
52 LiF—48 BeF ₂	350	2,16	4,88	—	—	0,67	—
76 LiF—14 BeF ₂ —10 UF ₄	500	3,32	5,93	—	—	0,39	—
Вода (при 20°С)	0	1,0	2,0	1,0	0,00143	1,0	7,0

500°С, приведены в табл. 2. Видно, что эти соли обладают удовлетворительными значениями теплопроводности, теплоемкости и вязкости при рабочей температуре около 700°С. Более высокая, чем у воды, вязкость соли компенсируется более высокой теплопроводностью, поэтому между этими солями и водой как теплоносителями нет существенного различия.

Для эффективной работы ЖСР необходимо, чтобы топливная композиция обладала высокой термической и радиационной стойкостью и имела малое давление насыщенных паров в области температур до 1000°С. Эти требования исключают использование азотно- и азотистокислых солей. С этой точки зрения предпочтение следует отдать хлоридам и фторидам, для которых давление насыщенных паров не превышает 1 мм рт. ст. при температуре до 800°С (рис. 2).

Чтобы в ЖСР осуществлялась эффективная конверсия топлива, необходимо иметь достаточно высокую концентрацию ^{238}U или Th в солевом расплаве (до молярной концентрации 10—20%). Условие это довольно жесткое, так как повышение концентрации тяжелых изотопов приводит к увеличению температуры плавления

Рис. 2. Зависимость давления насыщенных паров p эвтектического сплава молярного состава 53% BeF_2 —47% LiF от температуры [25]

ниже солевой композиции. Для фторидов эти требования могут быть обеспечены. Например, в системе LiF — UF_4 температура плавления не превышает 490°С при молярной концентрации UF_4 27% (!). В тройных системах LiF — BeF_2 — ThF_4 также существует область концентраций ThF_4 , превышающих 10%, которой соответствует температура плавления до 500°С (см. рис. 3 и 4).

Некоторые осколки деления ядер урана или плутония образуют химические соединения, растворимые в топливной композиции. Определенный уровень таких растворенных примесей не должен приводить к существенному изменению физико-химических свойств топливной смеси. Особенно остро этот вопрос стоит для ЖСР с неполной переработкой топлива, в которых концентрация шлаков в топливной композиции может достигать заметного уровня. На основе реакторных исследований на сегодняшний день можно утверждать, что полная молярная концентрация продуктов деления около 1—

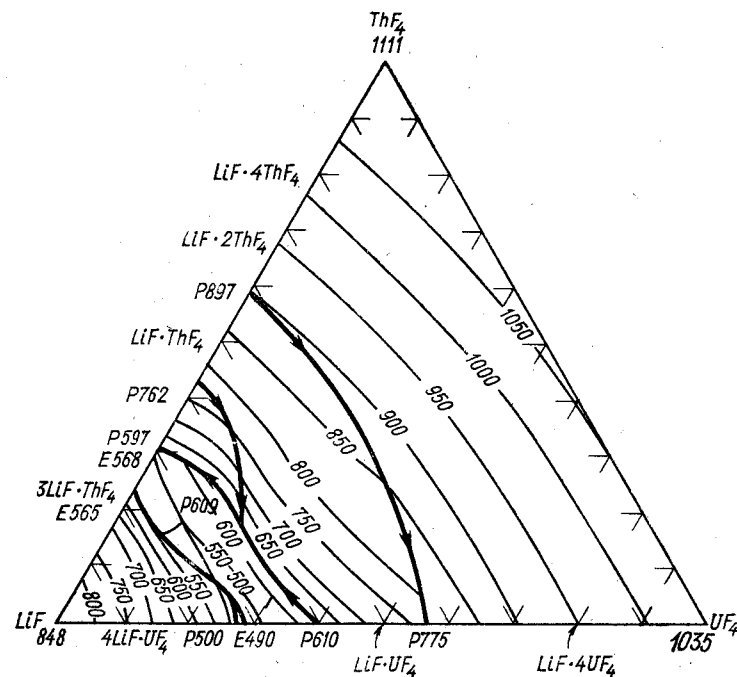
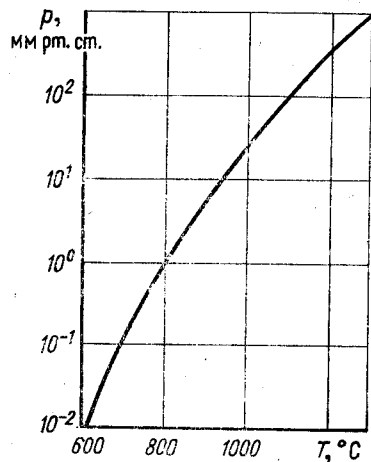


Рис. 3. Диаграмма плавкости системы LiF — ThF_4 — UF_4 ($T, ^\circ\text{C}$) [25]

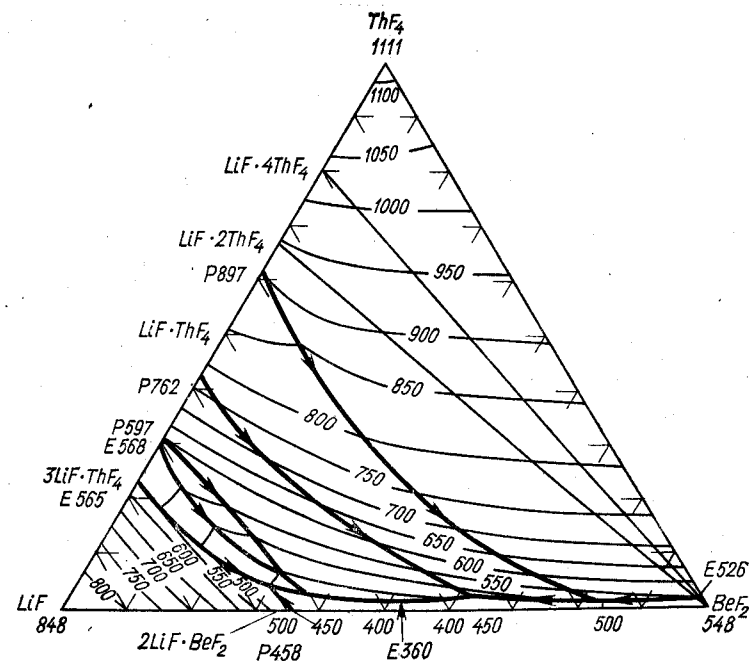


Рис. 4. Диаграмма плавкости системы LiF — BeF_2 — ThF_4 ($T, ^\circ\text{C}$) [25]

2% не оказывает существенного влияния на физико-химические свойства расплавов фторидов Li, Be и U [26].

Топливные композиции должны обладать малой коррозионной активностью к конструкционным материалам и допускать применение простого и гибкого метода переработки топлива и выведения основных продуктов деления.

Совокупность всех требований и уровень современных исследований позволяют сделать вывод, что для ЖСР на тепловых нейтронах наиболее подходящими топливными композициями являются смеси фторидов ${}^7\text{Li}$, Be, U, Th, Pu и, может быть, Na и Zr. Для ЖСР на быстрых нейтронах предпочтительными могут оказаться хлориды U и Pu.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ЖИДКОСОЛЕВЫЕ РЕАКТОРЫ

§ 5. ARE — ПЕРВЫЙ ЖИДКОСОЛЕВОЙ РЕАКТОР С ЦИРКУЛИРУЮЩИМ ТОПЛИВОМ

Интерес к жидкосолевым ядерным реакторам с циркулирующим топливом возник в конце 40-х годов в связи с рассмотрением возможности создания мощных ядерных авиационных двигателей. В 1950 г. в Окриджской национальной лаборатории США (ORNL) была принята программа исследовательских работ с целью создания высокотемпературного ядерного реактора с циркулирующим топливом для авиационного двигателя [27]. В рамках этой программы в 1954 г. был построен небольшой экспериментальный реактор ARE (*Aircraft Reactor Experiment*).

Основной задачей эксперимента была опытная проверка работоспособности и устойчивости высокотемпературного реактора с циркулирующим топливом, работающего на сравнительно низкой мощности (порядка нескольких мегаватт), но изготовленного из тех же материалов, которые предполагалось использовать для полномасштабного реактора большой мощности. В качестве топлива была выбрана смесь расплавленных фторидов Na, Zr и U. Металлические части конструкции были изготовлены из инконеля — сплава на основе Ni, замедлителем и отражателем служила BeO. Система охлаждения расплавленным Na обеспечивала отвод тепла от отражателя и корпуса реактора, который был спроектирован для работы в области температур 500—900°С с максимальной тепловой мощностью 3 МВт.

Принцип работы ARE следующий (рис. 5) [28]. Расплавленная топливная соль с помощью центробежного насоса прокачивается через 66 каналов в активной зоне реактора 8 и теплообменник 12, которые образуют замкнутый контур с циркулирующим топливом. В теплообменнике соль охлаждается потоком гелия, прокачиваемого компрессором 5 через трубопроводы второго контура 6. Гелий охлаждается в теплообменнике 3 водой. Тепло, генерируемое в отражателе 9, снимается натриевым теплоносителем, циркулирующим в замкнутом контуре 7. Натрий охлаждается гелием, контур циркуляции которого аналогичен контуру охлаждения топливной соли.

127698

Активная зона и отражатель реактора собраны из гексагональных блоков окиси бериллия 10, которые установлены в цилиндрическом корпусе 1, изготовленном из листов инконеля толщиной 5,1 см (рис. 6). Инконелевые трубы 2, в которых циркулирует топливная соль на входе и выходе из реактора, объединены в тороидальные коллекторы 12 и 7. В активной зоне и отражателе сделано шесть вертикальных каналов, через которые циркулирует He. Два из них, расположенные в отражателе, служат для установки камер деления. Четыре остальных канала расположены в активной зоне и предназначены для трех компенсирующих и одного регули-

ческим. Состав и свойства топливной соли, используемой при дальнейших экспериментах, приведены ниже:

Молярный состав, %	52,9 NaF
	40,9 ZrF ₄
	6,2 UF ₄
Температура плавления, °C	540
Плотность при 700°C, г/см ³	3,27
Коэффициент объемного расширения, 1/°C	3,36 · 10 ⁻⁴
Вязкость при 700°C, сП	5,7
Теплопроводность, кал/(с · см · °C)	0,005
Удельная теплоемкость, кал/(г · °C)	0,24
Число Прандтля	2,72

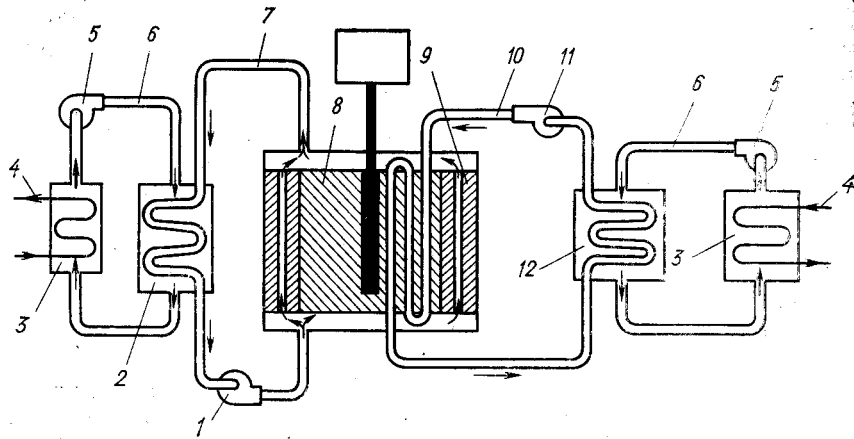


Рис. 5. Технологическая схема ARE:

1 — натриевый насос; 2 — теплообменник натрий-гелий; 3 — теплообменник гелий-гелий; 4 — контур циркуляции воды; 5 — гелиевый компрессор; 6 — контур циркуляции гелия; 7 — контур с натриевым теплоносителем; 8 — активная зона; 9 — отражатель; 10 — контур с топливной солью; 11 — топливный насос; 12 — теплообменник соль-гелий

рующего стержней. Вокруг корпуса реактора установлено 48 электроподогревателей 9 общей мощностью 45 кВт. Эти подогреватели обеспечивают разогрев корпуса реактора до температуры, превышающей температуру плавления топливной соли и натрия.

Выход ARE на критический режим был осуществлен добавлением в циркулирующую соль-носитель NaF · ZrF₄ отдельных порций U, обогащенного до 93,4% по ²³⁵U, в виде соединения 2NaF · UF₄. При молярном составе (%) топливной соли 53,0 NaF—41,2 ZrF₄—5,80 UF₄ реактор стал крити-

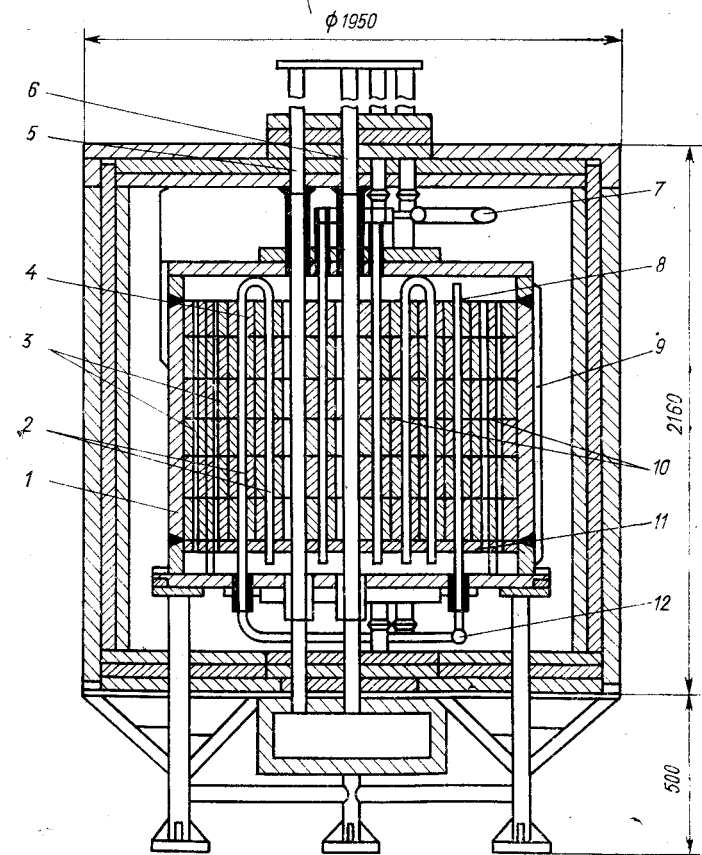


Рис. 6. Конструкционная схема ARE:

1 — корпус реактора; 2 — трубы с циркулирующим топливом; 3 — каналы для охлаждения отражателя; 4 — активная зона; 5 — стержень аварийной защиты; 6 — стержень регулирования; 7 — входной топливный коллектор; 8 — верхний трубный лист; 9 — подогреватели; 10 — замедлитель и отражатель из окиси бериллия; 11 — нижний трубный лист; 12 — выходной топливный коллектор

Критическая загрузка ^{235}U составляет в ARE 14,8 кг при концентрации его в топливной соли 0,382 г/см³. Ниже приведены нейтронно-физические и теплотехнические параметры ARE [29].

Номинальная тепловая мощность, МВт	2,5
Температура топлива на входе в реактор, °С	655
Температура топлива на выходе из реактора, °С	860
Скорость циркуляции топлива, л/с	2,84
Мощность, отводимая циркулирующим топливом, МВт	1,9
Подогрев натриевого теплоносителя, °С	64
Скорость циркуляции натрия, л/с	9,5
Мощность, отводимая натрием, МВт	0,6
Обогащение ^{235}U , %	93,4
Критическая концентрация ^{235}U в соли, г/см ³	0,382
Критическая масса ^{235}U , кг	14,8
Объем топливной соли в активной зоне, л	38,8
Объем топливной соли в контуре, л	160
Польное количество ^{235}U в соли, кг	61,5
Плотностной коэффициент реактивности топливной соли $\frac{\Delta k}{k} \frac{\Delta m}{m}$, %	0,236
Топливный температурный коэффициент реактивности $(\Delta k/k) / ^\circ\text{C}$	$-1,75 \cdot 10^{-4}$
Полный температурный коэффициент реактивности $(\Delta k/k) / ^\circ\text{C}$	$-1,08 \cdot 10^{-4}$

Одна из существенных особенностей ARE — большой отрицательный температурный коэффициент реактивности, что в первую очередь связано с большим температурным коэффициентом объемного расширения топливной соли. Коэффициент реактивности был измерен при быстром изменении мощности реактора, когда успевает измениться температура только топливной соли. При достаточно медленном изменении температуры активной зоны (когда все элементы реактора успевают достигнуть теплового равновесия) измерение полного температурного коэффициента дало значение $-1,1 \cdot 10^{-4} (\Delta k/k) / ^\circ\text{C}$, что составляет только 62% топливного температурного коэффициента.

Высокое значение полного отрицательного температурного коэффициента реактивности ARE связано также с очень малым ксеноновым положительным температурным коэффициентом реактивности. Определение изменения реактивности при работе реактора в течение 25 ч на мощности 2,5 МВт показало, что отравление составляет менее 5% значения, рассчитанного в предположении, что весь образующийся ^{135}Xe остается в топливной соли. По-видимому, ксенон и другие газообразные продукты деления улетучиваются из топливной соли в рабочей полости топливного насоса и удаляются оттуда вместе с газом, заполняющим эту полость [30].

Циркуляция топлива в ARE приводит к потере части запаздывающих нейтронов во внешнем контуре циркуляции.

Время прохождения топлива через активную зону (14 с) и полный период циркуляции топлива (около 50 с) находятся внутри интервала между временем жизни наиболее долгоживущих и наиболее короткоживущих источников запаздывающих нейтронов. В результате нейтроны с большим временем запаздывания в основном теряются, и кинетику реактора определяют главным образом нейтроны с малым временем запаздывания. Эффективная доля запаздывающих нейтронов в системе и среднее время жизни нейтронов зависят от скорости циркуляции горючего. Из рис. 7 видно, что реактор с циркулирующим горючим является более «жесткой» системой, чем реактор с неподвижным топливом. Однако большой отрицательный температурный коэффициент реактивности обеспечивает устойчивость и саморегулирование ARE. Более того, циркуляция топлива приводит к дополнительному демпфированию возможных колебаний мощности в системе [31].

Различные способы, которыми в реакторе могут быть созданы нестационарные режимы, и скорость изменения реактивностей, возникающих при этих операциях, приведены в табл. 3. Из нее видно, что реактор очень мало чувствителен к изменению скорости циркуляции натриевого теплоносителя.

ARE обладает достаточно большой инерционностью по отношению к операциям, приводящим к изменению мощности. Однако чувствительность реактора к этим операциям при мощности менее 1 кВт значительно больше, чем чувствительность его при высокой мощности (более 1000 кВт). Чем ниже начальная мощность, тем быстрее осуществляется переходный процесс при любом типе операций, приводящих к разбалансу между мощностью тепловыделения в реакторе и скоростью отвода тепла из него.

За время эксперимента (девять дней) реактор выработал 96 МВт·ч тепла, топливная система проработала 462 ч, натриевая система — 635 ч. Реактор проработал 221 ч, из них 71 ч в мегаваттном диапазоне [30].

Успешное осуществление программы экспериментов на ARE показало, что жидкосолевой реактор с циркулирующим

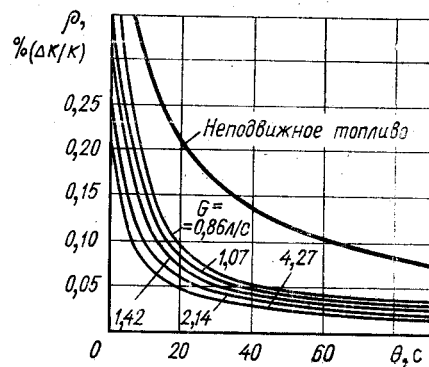


Рис. 7. Зависимость реактивности ρ от периода реактора θ для различных скоростей циркуляции топлива G в ARE

Скорость изменения реактивности при различных операциях в ARE

Операция	Скорость операции	$\left(\% \frac{\Delta k}{k}\right)_c$
Увеличение частоты вращения гелневого компрессора в контуре топлива: от 0 до 1500 об/мин	Максимально возможная	0,0035
	То же	0,0011
от 1000 до 1500 об/мин		
Перемещение стержня регулирования (полное погружение или извлечение)	0,76 см/с	0,011
Перемещение одного компенсирующего стержня:		
	введение на 10,16 см	0,117 см/с
введение на 20,32 см	0,117 см/с	0,0064
Перемещение трех компенсирующих стержней одновременно:		
	введение на 10,16 см	0,117 см/с
введение на 20,32 см	0,117 см/с	0,019
Уменьшение скорости циркуляции топлива от 2,9 л/с до 0	За 30 с	0,013
Уменьшение скорости циркуляции натриевого теплоносителя от 9,5 л/с до 0	За 30 с	0,00018

топливом обладает устойчивостью и саморегулированием. В рамках этой программы был разработан и осуществлен процесс экстракции U из расплавленной фтористой соли фторированием соли с образованием летучего UF_6 . Во время работы ARE никаких проблем, связанных с механическими или химическими повреждениями материалов, не возникало. Однако ARE работал очень короткий период времени, и поэтому проблемы коррозии и совместимости материалов на нем и не могли быть исследованы. Тем не менее опыт работы ARE показал, что ЖСР с циркулирующим топливом могут представлять интерес и для стационарной энергетической установки.

§ 6. ЭКСПЕРИМЕНТЫ НА РЕАКТОРЕ MSRE — ФИЗИЧЕСКАЯ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ ОСНОВА ПРОЕКТИРОВАНИЯ ЖИДКОСОЛЕВЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

Расчетно-теоретические исследования, проведенные в ORNL [27], показали, что для экономически выгодного производства электроэнергии наилучшими системами на расплавленных солях являются уран-ториевые реакторы-размножители на тепловых нейтронах с графитовыми замедлителем и отражателем. Поскольку такие энергетические реакторы отличаются от реакторов типа ARE, то возникла необходимость осуществить другие реакторные эксперименты для ис-

следования особенностей энергетических жидкосольевых реакторов с циркулирующим горючим. С этой целью был спроектирован реактор MSRE (*Molten-Salt Reactor Experiment*) [32, 33] с максимальной тепловой мощностью 8 МВт. Основная цель строительства MSRE — проверка работоспособности отдельных узлов конструкции, отработка технологии жидкосольевого теплоносителя, а также изучение нейтронно-физических характеристик и особенностей динамики реакторов этого типа. От полномасштабного энергетического реактора-размножителя MSRE отличается в основном малыми размерами активной зоны, отсутствием Th в составе топливной соли и сравнительно низкой мощностью.

Активная зона MSRE (рис. 8) имеет диаметр 1,37 м и образована набором необлицованных графитовых стержней 6 с квадратным сечением $5,08 \times 5,08$ см и длиной 1,63 м. Эти стержни установлены в металлическом корпусе 4, изготовленном из специально созданного для работы в среде расплавленных фтористых солей сплава на никелевой основе хастеллой-Н. Топливная соль, представляющая собой смесь расплавленных фторидов Li, Be, Zr и U, циркулирует через активную зону по вертикальным каналам, вырезанным на боковых поверхностях графитовых стержней. В центральной части активной зоны установлены три поглощающих стержня 8, выполненных в виде полых цилиндров из керамики $Cd_2O_3-Al_2O_3$. Эти стержни обеспечивают управление реактором и аварийную защиту. Принудительная циркуляция топлива (рис. 9) через реактор 8 и теплообменник 12

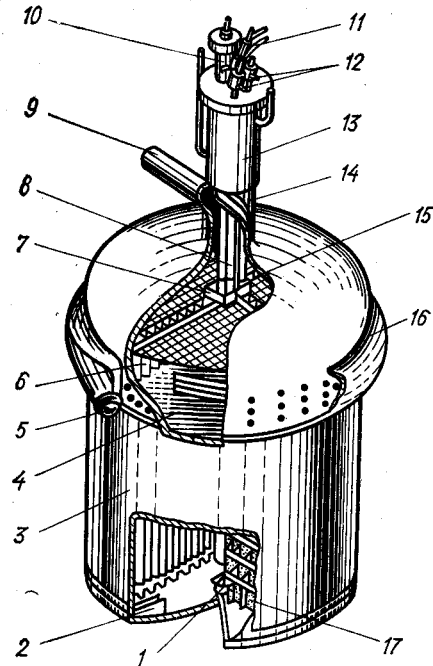


Рис. 8. Конструкция MSRE:

1 — клапан слива топливной соли; 2 — антизавихрительные лопасти; 3 — корпус реактора; 4 — корпус активной зоны; 5 — входной патрубок топлива; 6 — графитовые стержни; 7 — центрирующая решетка; 8 — поглощающие стержни; 9 — выходной патрубок топлива; 10 — канал для опускания образцов графита; 11 — гибкий трос привода стержней регулирования; 12 — система охлаждения воздухом; 13 — рубашка охлаждения; 14 — канал для поглощающих стержней; 15 — выходной фильтр; 16 — распределитель топлива; 17 — решетка, поддерживающая графитовые стержни

обеспечивается центробежным насосом 11. В теплообменнике тепло снимается солью-теплоносителем второго контура, которая охлаждается в воздушном радиаторе 16. Корпус реактора, трубопроводы с циркулирующей солью и сливные баки нагреваются электронагревателями для поддержания температуры соли выше температуры плавления. Вокруг нагревателей корпуса реактора расположен защитный экран толщиной

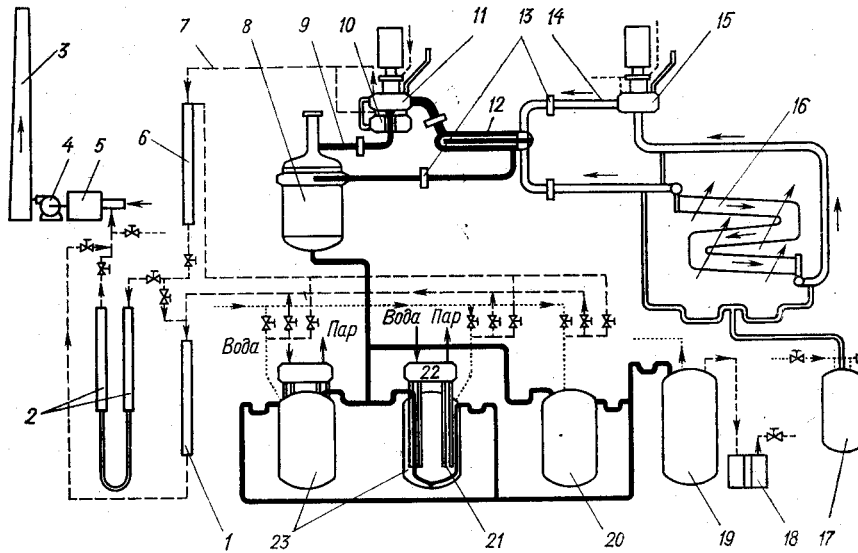


Рис. 9. Технологическая схема MSRE:

1 — вспомогательный адсорбер; 2 — главный адсорбер; 3 — вытяжная труба; 4 — компрессор; 5 — фильтр; 6 — система задержки газа; 7 — линия отвода газа; 8 — реактор; 9 — контур с топливной солью; 10 — сливной бак; 11 — топливный насос; 12 — теплообменник первого контура; 13 — «замерзающие» клапаны; 14 — контур с солью-теплоносителем; 15 — насос второго контура; 16 — воздушный радиатор; 17 — сливной бак для соли-теплоносителя; 18 — система адсорберов с фтористым натрием; 19 — бак для хранения топлива; 20 — бак для очистки и переработки топлива; 21 — тепловая трубка; 22 — паровой барабан; 23 — сливные баки для топливной соли; — — — топливная соль; — · — · — соль-теплоноситель; · · · · · — гелий; - - - - - линия отвода газов

40 см, представляющий собой бак из нержавеющей стали, заполненный стальными шариками, между которыми циркулирует вода.

Сухой обескислороженный гелий при давлении 0,34 бар прокачивается через рабочую полость топливного насоса 11, обеспечивая извлечение Xe и Kr из соли. Поток He со скоростью 4 л/мин выносит Xe и Kr из полости насоса, проходит через буферный объем 6, обеспечивающий 40-минутную задержку, а затем через систему фильтров поступает в адсорбирующую систему 1, 2, представляющую собой систему трубок, заполненных активированным углем. В He остаются

только стабильные и долгоживущие изотопы, которые выпускаются через вентиляционную систему 3, 4, 5.

Система трубопроводов с топливной солью и солью-теплоносителем снабжена «замерзающими» клапанами 13, представляющими собой локально охлаждаемые воздухом участки трубопроводов. Такое локальное охлаждение обеспечивает замерзание соли и образование пробки в трубопроводе. Система подогревателей размораживает клапан в течение 10—15 мин. Отсутствие механических клапанов и вентиля обеспечивает герметичность контуров с расплавленной солью. Для хранения и аварийного слива расплавленной соли в отсеке, расположенном ниже уровня нижней крышки корпуса реактора, установлены специальные баки 19, 20, 23. Сливные баки для топливной соли 23 охлаждаются тепловыми трубами 21 с водяным испарительным охлаждением. Бокс, в котором расположен реактор, соединен широким каналом с отсеком сливных баков, так что они образуют единое герметичное помещение, способное удерживать избыточное давление 2,8 бар. Температура внутри этих отсеков поддерживается водяным охлаждением на уровне 55° С, а давление — 0,14 бар.

Вспомогательное оборудование включает систему воздушного охлаждения, систему переработки топлива и фильтр для удаления из соли твердых частиц. Предусмотрена также возможность дистанционного извлечения из реакторного бокса и отсека сливных баков отдельных элементов конструкции. Система переработки топлива обеспечивает очистку топливной соли от окисных примесей и извлечение из соли урана в конце эксперимента.

Ниже приведены основные материалы MSRE и их свойства:

Молярный состав топливной соли, %	⁷ LiF—65,0; BeF ₂ —29,1; ZrF ₄ —5,0; UF ₄ —0,9
Свойства топливной соли при температуре 650° С:	
плотность, г/см ³	2,3
теплопроводность, кал/(с·см·°С)	0,00234
удельная теплоемкость, кал/(г·°С)	0,478
вязкость, сП	8,06
давление паров, бар	менее 10 ⁻⁴
температура плавления, °С	434
Молярный состав соли-теплоносителя, %	⁷ LiF—66,0; BeF ₂ —34,0 графит GGB
Материал замедлителя	
Материал баков, трубопроводов, теплообменников корпуса реактора	хастеллой-Н
Молярный состав сплава хастеллой-Н, %	Ni—66,0; Mo—17,0; Cr—7,0; Fe—5,0

Реактор вышел на критический режим в июне 1965 г. Исследования продолжались до 30 мая 1969 г., когда эксперимент был завершен и реактор остановлен. В процессе работы

Таблица 4

Нейтронно-физические параметры MSRE

Параметр	При работе на ^{235}U		При работе на ^{233}U	
	вычис- ленное	изме- ренное	вычис- ленное	изме- ренное
Критическая концентрация делящегося вещества в топливной соли, г/л	33,06	$32,9 \pm 0,3$	15,3	$15,2 \pm 0,1$
Уменьшение реактивности, связанное с потерей запаздывающих нейтронов при циркуляции, % ($\Delta k/k$)	0,22	$0,212 \pm 0,004$	0,093	—
Вес стержней регулирования, % ($\Delta k/k$)				
1 стержень	2,11	2,26	2,75	2,58
3 стержня вместе	5,46	5,59	7,01	6,90
Температурный коэффициент реактивности, 10^{-5} ($\Delta k/k$)/ $^{\circ}\text{C}$				
полный	-14,6	$-12,9 \pm 0,4$	-15,8	-15,3
топливный	-7,4	$-8,8 \pm 0,4$	-10,25	—
Массовый коэффициент реактивности по топливу, ($\Delta k/k$)/($\Delta m/m$)	0,234	0,223	0,389	0,369

MSRE исследовались нейтронно-физические и теплотехнические параметры системы, изучались вопросы совместимости материалов и коррозия конструкционных материалов, анализировалась работоспособность отдельных узлов и агрегатов и их ремонтоспособность, изучались вопросы надежности и безопасности работы системы. Основные результаты экспериментов изложены ниже.

Нейтронно-физические параметры и динамика реактора. Исследование нейтронно-физических параметров MSRE проводили в двух сериях испытаний: при работе реактора на ^{235}U в качестве топлива и на ^{233}U . В каждой серии экспериментов определяли критическую загрузку делящегося вещества, измеряли коэффициенты реактивности и проводили калибровку стержней регулирования. Результаты измерений нейтронно-физических параметров сведены в табл. 4, а теплофизические параметры MSRE приведены ниже:

Максимальная тепловая мощность, МВт	8,0
Температура топливной соли, $^{\circ}\text{C}$:	
на входе в реактор	632
на выходе из реактора	654
Расход топливной соли в первом контуре, л/с	80
Температура соли-носителя второго контура, $^{\circ}\text{C}$:	
на входе в теплообменник	546
на выходе из теплообменника	579
Расход соли-носителя во втором контуре, л/с	41,6

Обычно наибольшее влияние на изменение реактивности в процессе работы реактора оказывает ксенонное отравление. В MSRE ксенон и другие инертные газы почти не растворяются в топливной соли и легко переходят в любой газовый объем, находящийся в контакте с солью. Контакт соли с гелием обеспечивается продувкой He через рабочую полость насоса. Большая часть Xe уходит вместе с He в систему отвода газов, но некоторое его количество все же диффундирует в поры графита, а часть остается в топливной соли вплоть до распада или поглощения нейтрона. В результате равновесное отравление ксеноном составило 0,3% $\Delta k/k$, что в 4—6 раз меньше отравления, которое имело бы место в случае, если бы весь ксенон оставался в топливной соли.

Уменьшение эффективной доли запаздывающих нейтронов вследствие циркуляции горючего приводит к уменьшению реактивности по сравнению с реактивностью реактора при неподвижном топливе на 0,21% $\Delta k/k$ в случае работы на ^{235}U и на 0,09% $\Delta k/k$ на ^{233}U . Наличие пузырьков He в циркулирующем топливе вследствие продувки гелием рабочей полости топливного насоса привело к уменьшению реактивности менее чем на 0,02% $\Delta k/k$.

MSRE оказался устойчивой и саморегулируемой системой по отношению к любому изменению внешней нагрузки. Чем выше мощность реактора, тем больше степень его устойчивости и тем быстрее происходит демпфирование случайно возникающих колебаний мощности. Такой характер поведения в основном объясняется большим отрицательным температурным коэффициентом реактивности. Поэтому, несмотря на очень малую эффективную долю запаздывающих нейтронов в реакторе с циркулирующим горючим (0,0045 для ^{235}U и 0,0017 для ^{233}U), реакция системы на любое возмущение не вызывает никаких недопустимых выбросов мощности. Более того, степень устойчивости реактора при работе на ^{233}U (когда эффективная доля запаздывающих нейтронов меньше) даже больше, чем при работе на ^{235}U . Это связано в первую очередь с большим отрицательным температурным коэффициентом при работе на ^{233}U (см. табл. 4).

В течение более чем 15 000 ч работы MSRE ни уровень мощности, ни период разгона, ни температура топлива не вышли за пределы, которые потребовали бы срабатывания системы аварийной защиты.

Химические процессы в топливной соли. Химические процессы, происходящие в топливной соли при работе MSRE, и их влияние на химическую стабильность компонентов соли при наличии в ее составе продуктов деления урана были одним из главных предметов исследования. Специальные меры, принятые для очистки He, продуваемого через соль в топливном насосе, от примесей влаги и O_2 , обеспечили рав-

новесное относительное содержание окислов в соли не более $6 \cdot 10^{-5}$, что существенно ниже предела их растворимости. Поэтому осаждения окислов из соли не происходит. Следовательно, в композицию топливной соли для энергетических реакторов можно не включать ZrF_4 с целью увеличения растворимости UO_2 .

Средняя валентность продуктов деления в соли немного меньше четырех. Поэтому при делении U в системе образуется избыточное количество F при распаде молекул UF_4 . Для того чтобы связать этот фтор, в составе соли предусмотрена достаточная концентрация UF_3 , который захватывает свободный F , образуя UF_4 . Обеспечение необходимой концентрации UF_3 достигается периодическим погружением в соль стержня из металлического Be , который, окисляясь до BeF_2 , восстанавливает UF_4 до UF_3 .

Концентрация продуктов коррозии в соли не превышала 0,02%, и эти продукты практически не оказывали никакого химического влияния на топливную соль.

Переработка и очистка топлива. Как уже было сказано выше, Xe и Kr очень эффективно выводятся из топливной соли при продувке ее гелием. Лишь небольшая часть их радиоактивных изотопов распадается в соли или в порах графита. Остальные продукты деления в основном остаются в топливной соли. Исключение составляют такие металлы, как Mo , Ru , Te , Nb , которые не образуют в соли устойчивых фторидов*. В самой соли этих элементов остается не более 1%, примерно половина их осаждается на поверхностях графитовых стержней, трубопроводов и теплообменника, а остальная часть попадает в газ, покрывающий свободные поверхности соли, и находится там в виде аэрозолей. Для экспериментального реактора с малой мощностью этот аэрозоль проблем не создает, но в реакторе с большой мощностью могут возникнуть проблемы, связанные с остаточным тепловыделением.

Pu, образующийся в виде PuF_3 , хорошо растворим в топливной соли. При работе MSRE на U , обогащенном только до 33% по ^{235}U , образовалось около 600 г Pu , который был весь растворен в соли.

Переработку топливной соли производили с целью очистки ее от окисных примесей и извлечения U в конце эксперимента. Оба эти процесса проводили в одной установке, представляющей собой бак, в который подается вся соль, содержащаяся в контуре (около 2100 л). В этом баке через соль продувается газ: или HF для удаления воды и превращения окислов металлов во фториды, или F_2 , окисляющий UF_4 до

* Эти металлы в дальнейшем мы будем условно называть «благородными».

UF_6 . UF_6 улетучивается вместе с газом из соли и, проходя через слой NaF , поглощается в нем.

При извлечении U из соли после окончания экспериментальных работ на ^{235}U за 46 ч фторирования из 4370 кг топливной соли было извлечено 218 кг U . Остаточная концентрация его в соли составляла $2,6 \cdot 10^{-5}$. Выделенный UF_6 проходил затем через систему очистительных устройств, в которых задерживались летучие продукты деления. Очистка U от продуктов деления оказалась весьма эффективной. Коэффициенты очистки для полных β - и γ -активных составляли $1,2 \cdot 10^9$ и $8,6 \cdot 10^8$ соответственно. После окончания фторирования соль содержала 0,081% Ni , 0,041% Fe и 0,0435% Sr в виде фторидов, которые затем были восстановлены обработкой соли водородом и тонкодисперсным цирконием. Агломерат восстановленных металлов был удален с помощью фильтра из металлического волокна. После прохождения соли через фильтр в ней осталось только $0,6 \cdot 10^{-2}\%$ Ni , $1,1 \cdot 10^{-2}\%$ Fe и $0,35 \cdot 10^{-2}\%$ Sr .

Совместимость материалов. Металлические конструкции реактора изготовлены из сплава на никелевой основе хастеллоя-Н, специально созданного для работы в среде со фтористыми солями. Исследование проб топливной соли в течение почти четырех лет работы MSRE и испытание образцов материалов, выдержанных в активной зоне реактора в течение нескольких тысяч часов, показали удовлетворительную совместимость соли, графита и хастеллоя-Н. Помимо этого сплава испытывались также образцы из модифицированных сортов хастеллоя. Анализ этих испытаний на коррозионную и радиационную стойкость приведен в § 10.

Образцы графита, экспонированные в активной зоне в течение 2,5 лет, не подверглись никакой коррозии при взаимодействии с солью. Только некоторое количество соли проникло в графит через поры и трещины.

Работоспособность оборудования. Циркуляция топливной соли в первом контуре и соли-теплоносителя во втором обеспечивается центробежными насосами с вертикально расположенным валом ротора. Подшипник вала помещается выше уровня свободной поверхности соли, находящейся в рабочей полости насоса. Подшипник смазывается жидким маслом, и для предотвращения попадания паров масла в рабочую полость насоса через кольцевой зазор между валом и опорой продувается гелий.

Оба насоса (первого и второго контура) во время эксплуатации MSRE работали вполне удовлетворительно. Топливный насос прокачивал соль в течение 19 400 ч, а насос второго контура работал более 23 500 ч. Единственным осложнением, возникшим в процессе работы насосов, была утечка масла в рабочую полость насоса (около $1 \text{ см}^3/\text{сут}$) через об-

водной канал сальника и уплотнение вала. В результате продукты разложения масла попадали в систему отвода газов, где полимеризуясь под действием β -излучения, образовывали пробки. Во избежание этих утечек конструкцию узлов уплотнения вала реактора необходимо усовершенствовать.

Теплообменник первого контура, в котором тепло от топливной соли передается соли-теплоносителю, представляет собой обычный теплообменник трубчатого типа. Коэффициент теплопередачи, измеренный через 15 000 ч работы, практически не отличался от первоначального значения. Никаких утечек в теплообменниках за все время работы реактора не наблюдалось.

Вполне работоспособными оказались и «замерзающие» клапаны. Замерзание соли в трубопроводах обеспечивалось воздушным охлаждением. Для открытия такого клапана включались электронагреватели, которые обеспечивали полное расплавление пробки в течение 10—15 мин.

Ядерная безопасность и ремонтоспособность оборудования. При проектировании MSRE была поставлена задача добиться полного исключения утечки из систем циркуляции соли в первом и во втором контурах. Выполнение этой задачи было обеспечено созданием сварных конструкций с минимальным числом разъемных соединений. Одним из способов решения этой задачи явилось использование замерзающих клапанов. Таким образом, первичной системой герметизации являются сами контуры циркуляции соли. Кроме того, вся система реактора и контуров циркуляции соли была помещена в герметичный железобетонный бокс, выполняющий роль противоаварийной оболочки. Эта оболочка рассчитана на удержание радиоактивных продуктов в случае одновременного разрушения топливной системы и водоохлаждаемой защиты, когда вся соль, находящаяся в контуре, смешивается с большим количеством воды. Расчеты показали, что при этом в боксе давление пара достигнет 2,65 бар. Противоаварийная оболочка спроектирована таким образом, что при этом давлении утечка активности не будет превышать 1% в день.

При работе MSRE первичная система герметизации полностью обеспечила ядерную безопасность. Давление в боксе поддерживалось ниже атмосферного ($-0,14$ бар), и ежегодные измерения утечек воздуха внутрь бокса показали, что в течение всего времени работы MSRE герметичность оболочки была удовлетворительной.

Одной из целей эксплуатации MSRE в течение четырех лет была проверка возможности эффективного и безопасного его обслуживания. Оборудование реактора было спроектировано таким образом, чтобы его можно было эксплуатировать и ремонтировать в условиях достаточно высокой актив-

ности контура циркуляции топливной соли. В программу испытаний были включены работы по ремонту и замене отдельных узлов оборудования. Четыре раза заменялись узлы сборки активной зоны. Производилась замена фильтров, вентилях и отдельных секций системы отвода газов. Были сняты и заменены два больших электронагревателя, установленных на теплообменнике первого контура. Все эти работы были выполнены с помощью дистанционного оборудования и переносного защитного экрана. Облучение персонала во время этих работ было ниже допустимого уровня и не превышало 0,5 бэр.

В результате четырехлетних испытаний MSRE была продемонстрирована возможность эксплуатации и работоспособности ЖСР с циркулирующим горючим. Основные статистические показатели работы MSRE приведены в табл. 5.

Таблица 5

Статистика работы

Характеристика	Время работы, ч		
	на ^{235}U	на ^{233}U	Полное
Состояние критичности	11 515	3 910	15 424
Приведенная работа на полной мощности 8 МВт	9 006	2 549	11 555
Работа топливного насоса	15 042	4 363	19 405
Работа насоса второго контура	19 606	5 960	25 566

Одним из основных результатов эксперимента явилась уверенность, что при соответствующим образом спроектированном оборудовании управление контурами циркуляции расплавленной соли может быть достаточно легко осуществлено. При эксплуатации радиоактивных систем не возникало непреодолимых трудностей. Химические процессы в топливе и проблемы совместимости материалов оказались в соответствии с ожидаемыми, и никаких дополнительных сложностей, связанных с активной средой реактора, не было обнаружено.

Эксплуатация MSRE показала, что основные компоненты оборудования работали вполне удовлетворительно, хотя некоторые узлы и нуждаются в улучшении. Система оказалась абсолютно устойчивой и легко управлялась даже при работе на ^{233}U при эффективной доле запаздывающих нейтронов меньшей, чем в каком-либо другом реакторе.

Главным результатом работы MSRE является демонстрация возможности создания на уровне современной технологии полномасштабных энергетических жидкосольевых реакторов с циркулирующим горючим.

ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ЖИДКОСОЛЕВЫХ РЕАКТОРОВ

§ 7. ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ СОСТАВА ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ЖСР

В процессе работы любого ядерного реактора происходит непрерывное изменение физико-химического состава топливной композиции. Эти изменения связаны прежде всего с накоплением продуктов деления и ядерных трансмутаций. Кроме того, в топливную композицию проникают продукты коррозии конструкционных материалов. Последнее особенно характерно для реакторов с жидким или газофазным топливом.

В реакторах физико-химической концепции существует принципиальная возможность непрерывного регулирования состава топлива для поддержания на постоянном уровне как нейтронно-физических характеристик реактора, так и физико-химических свойств топлива. Разумеется, с этой точки зрения не все продукты ядерных превращений в топливе имеют одинаковое значение. Поскольку вывод различных примесей из топлива происходит различными способами и с разной степенью технологической сложности, то в первую очередь необходимо выводить элементы, наиболее сильно поглощающие нейтроны. К таким элементам относятся так называемые нейтронные яды — ^{135}Xe и некоторые изотопы редкоземельных элементов. При работе реактора с уран-ториевым топливным циклом из активной зоны необходимо также выводить ^{233}Pa , являющийся предшественником ^{233}U , чтобы блокировать реакцию $^{233}\text{Pa}(n, \gamma)^{234}\text{Pa}$. Кроме того, необходимо иметь возможность непрерывного выведения из топлива избыточного количества нарабатываемого делящегося горючего.

Рассмотрим, как могут быть реализованы процессы непрерывного выведения этих элементов из топлива ЖСР.

Выведение благородных газов. Благородные газы почти не растворяются в расплавах фтористых солей. Константа растворимости для Kr в расплаве $\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4$ при 650°C равна $(0,8 \pm 0,1) \cdot 10^{-8}$, а для ксенона $0,7 \cdot 10^{-8}$ моль/(см³ · атм) [34]. Такая низкая растворимость позволяет (как показала эксплуатация MSRE) удалять благородные газы барботажем He или Ar через расплавленную топливную соль. Даже достаточно малая объемная концентрация пузырьков газа в соли (0,5—0,7%) приводит к значительному

уменьшению концентрации Xe в топливной соли (рис. 10) [35, 36].

Для того чтобы Xe не задерживался в активной зоне, необходимо, чтобы он не проникал в графитовый замедлитель, контактирующий с топливной солью. Обычные сорта реакторного графита имеют достаточно высокую пористость, и поэтому газообразные продукты деления с заметной скоростью могут проникать в него. Для уменьшения этого эффекта необходимо снизить проницаемость графита по крайней мере

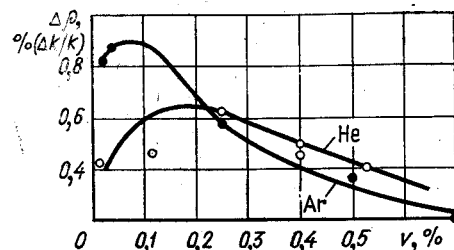


Рис. 10. Зависимость равновесного ксенонового отравления $\Delta\rho$ реактора MSRE от объемной доли топливной соли v , занятой газовыми пузырьками [35, 36]:

— расчетные кривые; ○, ● — экспериментальные значения

до 10^{-8} см²/с [37]. Каких-либо непреодолимых трудностей для получения такой проницаемости графита, по-видимому, нет. В качестве примера можно отметить, что изделия из стеклографита имеют проницаемость по гелию порядка 10^{-12} см²/с [38]. Можно также уменьшить проницаемость графита путем нанесения на его поверхность пиролитического графитового покрытия [37].

Выведение ^{233}Pa и редкоземельных элементов. Выведение Pa из активной зоны реактора необходимо для обеспечения расширенного воспроизводства топлива в уран-ториевом реакторе на тепловых нейтронах. Ядра ^{233}Pa имеют сравнительно большое сечение захвата нейтронов (около 70 барн), захват ими нейтронов приводит к потере как нейтрона, так и ядра ^{233}Pa , т. е. по существу к двойному проигрышу в коэффициенте воспроизводства (КВ).

Влияние скорости выведения Pa на КВ проиллюстрировано на рис. 11. По-видимому, приемлемое время выведения редкоземельных элементов составляет 10—20 суток.

В принципе существует несколько методов селективного выведения Pa из топливной соли ЖСР [25]. Ныне наиболее

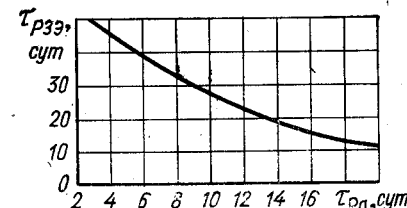
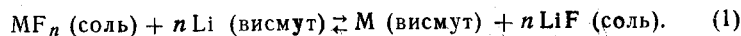


Рис. 11. Зависимость между периодами выведения τ редкоземельных элементов (PЗЭ) и Pa в реакторе MSBR при КВ=1,07

эффективен метод восстановительной экстракции. Такая экстракция возможна благодаря тому, что Pa и редкоземельные элементы образуют в расплаве фторидов менее стойкие соединения, чем основной компонент соли — LiF. Поэтому для извлечения этих элементов из соли можно использовать металлический Li, растворенный в носителе, который должен быть инертен по отношению к топливной соли, находиться в равновесии с солевой фазой и допускать эффективный контроль скорости экстрагирования. В качестве такого носителя может быть использован жидкий Bi, который практически не смешивается с расплавленными фторидами, хлоридами и бромидами. Температура плавления Bi достаточно низкая (271°С), и он обладает удовлетворительными физическими и химическими свойствами в области температур 500—700°С.

Переход металла M из солевой фазы, где он находится в виде MF_n, в Bi определяется равновесием прямых и обратных реакций:



Для количественной характеристики такого перехода вводят коэффициент распределения металла между топливной солью и висмутом — D_M, определяемый соотношением

$$D_M = X_M / X_{MF_n}, \quad (2)$$

где X_M и X_{MF_n} — молярные концентрации металла в висмуте и солевой фазе соответственно.

В реальных системах экстрагируемые элементы присутствуют как малые примеси в топливной композиции и в Bi. Тогда, применяя к реакции (1) закон действующих масс [39], получаем зависимость коэффициента распределения D_M от концентрации Li в висмутовой фазе X_{Li}:

$$\ln D_M = n \ln X_{Li} + f(T), \quad (3)$$

где f(T) — функция температуры. На рис. 12 приведены экспериментальные значения коэффициентов распределения для U, Pa, некоторых редкоземельных элементов и Th [40].

Степень селективности выведения одного элемента по отношению к другому может быть количественно охарактеризована коэффициентом разделения α, определенным как отношение коэффициентов распределения этих элементов:

$$\alpha = D_{M_1} / D_{M_2}. \quad (4)$$

Для Pa и Th при предполагаемых рабочих условиях α = 10³—10⁴. Это означает, что Pa, так же как U и Zr, может быть легко экстрагирован из солевого расплава, содержащего ThF₄. Что же касается редкоземельных элементов, то для

них коэффициент разделения не превышает нескольких единиц, и поэтому селективная экстракция их в литий-висмутовый расплав не столь эффективна.

Однако для системы расплав LiCl—Bi коэффициенты разделения тория и редкоземельных элементов достигают значения 10⁸ [41]. Из рис. 13 видно, что интересующие нас элементы можно условно подразделить на три группы по значению их коэффициента разделения.

Двухвалентные редкоземельные и щелочноземельные элементы переходят из висмута в LiCl с коэффициентами разделения порядка 10⁸. Вторая группа — трехвалентные редкоземельные

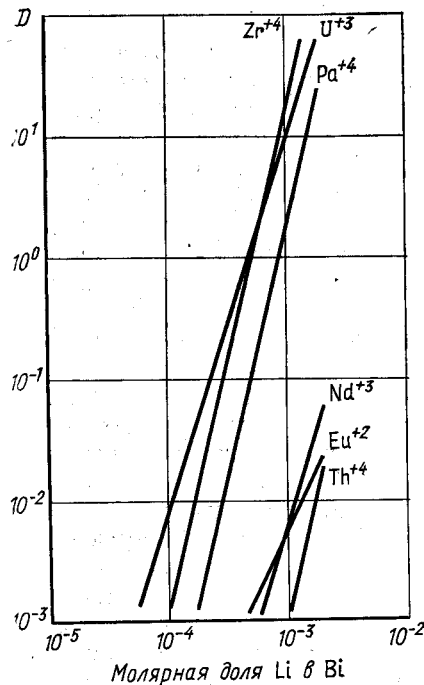


Рис. 12. Коэффициенты распределения D между топливной солью молярного состава 72 LiF—16 BeF₂—12 ThF₄ и висмутом для различных элементов при T=640°С [40]

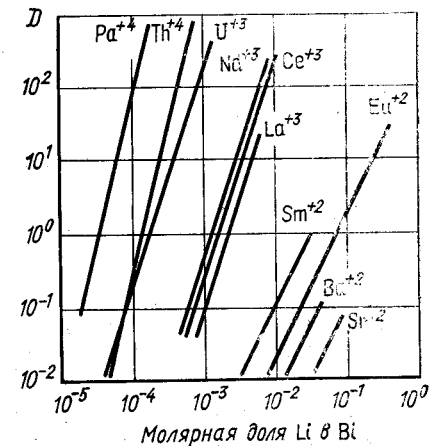


Рис. 13. Коэффициенты распределения D для различных элементов между LiCl и Bi при T=640°С [45]

элементы имеют коэффициент разделения порядка 10⁴. И, наконец, четырехвалентные элементы Th, Pa и трехвалентный U почти не переходят из Bi в LiCl. Таким образом, перешедшие в висмут Th и редкоземельные элементы можно эффективно разделить, используя в качестве экстрактора LiCl.

При жидкометаллической экстракции в расплав Li—Bi коэффициент распределения U больше, чем Pa, поэтому при экстракции из топливной соли Pa в первую очередь в Bi будет переходить U. Если этот U будет находиться вне реакто-

ра вместе с Ра в течение времени, необходимого для радиоактивного распада последнего, это приведет к неоправданно большим количествам U в цикле переработки топлива. Поэтому значительно выгоднее перед экстракцией Ра вывести селективно U из топливной соли и вернуть его в реактор. Такую процедуру можно сравнительно просто осуществить методом фторирования.

Выведение урана методом фторирования. Барботаж F через расплавленную топливную соль, содержащую UF₄, приводит к его окислению до UF₆, который плохо растворим во фтористой соли. В результате U, растворенный в соли в виде UF₄, может быть выведен из нее в виде газообразного UF₆. Такая процедура выведения является селективной по отношению к Ра, редкоземельным, щелочным и щелочно-земельным элементам.

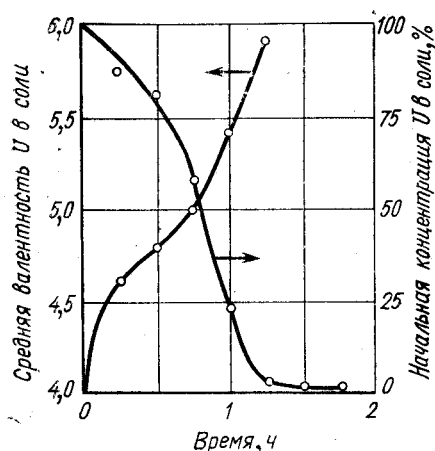


Рис. 14. Кинетика выведения урана из топливной соли реактора MSRE методом фторирования при $T=500^{\circ}\text{C}$

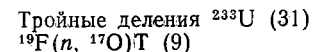
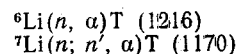
Метод фторирования топливной соли может быть использован и для выведения продуктов деления, имеющих летучие фтористые соединения. Их можно выводить из соли вместе с UF₆, а затем разделять сорбированием на NaF. При температуре около 400°С в основном сорбируются фториды продуктов деления, в то время как UF₆ сорбируется при температуре ниже 100°С. Таким образом можно очистить UF₆ от элементов ¹⁰³Ru, ⁹³Nb, ¹³²Te с $\alpha=10^5$ [42]. Сорбированный на NaF гексафторид урана легко десорбируется при повышении температуры. Так, при $T=100^{\circ}\text{C}$ давление UF₆ над NaF составляет 10⁻³ мм рт. ст., а при $T=360^{\circ}\text{C}$ — 760 мм рт. ст.

§ 8. ПРОБЛЕМЫ ТРИТИЯ

Тритий является одним из опасных радиоактивных изотопов, так как при проникновении в живые организмы он легко замещает водород в молекулах органических соединений. Поэтому удержание трития и сведение к минимуму его утечек — очень важная задача.

Образование Т происходит в любых реакторах деления при тройных делениях ядер. Более интенсивная его наработка происходит в тяжеловодных реакторах при захвате нейтронов ядрами D. В жидкосольевых реакторах Т возникает главным образом при взаимодействии нейтронов с Li, являющимся составной частью топливной соли ЖСР. Как видно из табл. 6, скорость наработки трития в ЖСР даже при использовании Li, обогащенного до 99,999% по ⁷Li, в 50 раз больше соответствующей скорости наработки в большинстве твердотопливных реакторов, уступая в этом отношении только тяжеловодным реакторам.

Ниже приведены основные реакции образования Т в реакторе типа MSBR (в скобках указано количество нарабатываемого трития, Ки/сут):



Тритиевая проблема в ЖСР осложнена тем, что эти реакторы работают при высоких температурах, и поэтому Т легко диффундирует через металлические стенки системы топливного и промежуточного контуров, попадая в парогенератор. Если не принимать специальных мер, то такая диффузия может привести к значительным выбросам Т в окружающую среду. Так, в проекте MSBR (см. гл. 4), в котором не было предусмотрено специальных мер для удержания Т, около трети всего нарабатываемого в реакторе его количества попадает в систему охлаждения воды, где концентрация Т может достигнуть 0,26 мКи/л [43]. Это значение в 50 раз превосходит загрязнение воды тритием в легководных реакторах. Поэтому для обеспечения безопасности ЖСР необходимо решить проблему уменьшения поступления Т в паровой контур, по крайней мере на два порядка по сравнению со скоростью его поступления, предусмотренной в проекте MSBR. Для решения этой задачи можно предложить целый комплекс мер, позволяющих уменьшить выброс трития. Рассмотрению некоторых из них и посвящен настоящий параграф.

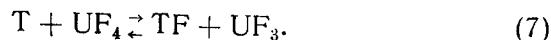
Прежде всего заметим, что любые попытки предотвращения распространения трития, который уже попал в паровой контур, практически бесперспективны. Поэтому основные усилия необходимо направить на удержание трития в самом

Таблица 6

Скорость наработки трития в различных реакторах

Тип реактора	Активность трития, Ки/[ГВт(эл.) × сут]
HWR, CANDU	3500—6000
LWR, HTGR, LMFBR	40—50
MSBR	2420

топливном контуре. Проследим путь, по которому Т может попасть в паровой контур. Тритий, образующийся в результате ядерных реакций, после термализации в топливной соли вступает в химические реакции:



Образовавшиеся молекулы T_2 и TF диффундируют к поверхностям раздела соль — металл, соль — графит и соль — гелий. Не находится в топливной соли в виде газовых пузырьков, в которые и попадают эти молекулы.

Т, попавший в пузырьки He, выводится из топливной соли в системе отвода газов, описанной в следующем параграфе. Равновесное парциальное давление T_2 и TF в газе может быть определено согласно закону Генри:

$$C = pK(T), \quad (8)$$

где C — концентрация соответствующего компонента в топливной соли; p — парциальное давление; $K(T)$ — константа Генри, зависящая от температуры T .

Значения K для H_2 , HF , D_2 и DF в расплаве $2LiF \cdot BeF_2$ при температуре $T=1000$ К [34, 44, 45] соответственно равны: $(3,17 \pm 0,09) \cdot 10^{-7}$; $80,5 \cdot 10^{-7}$; $(4,17 \pm 0,4) \cdot 10^{-7}$ и $67,0 \cdot 10^{-7}$ моль/(см³ · бар). Видно, что растворимость HF и DF более чем на порядок превосходит растворимость H_2 и D_2 . По-видимому, такая же ситуация будет иметь место и для T_2 и TF .

Попадание Т в промежуточный контур происходит в теплообменнике. На границе раздела соль — металл молекулы T_2 диссоциируют, и атомы Т легко диффундируют через металлические стенки трубопроводов, имеющих высокую температуру. Скорость этой диффузии через единицу поверхности металла определяется соотношением

$$q = (\mathcal{P}/d)(p_1^{1/2} - p_0^{1/2}),$$

где \mathcal{P} — проницаемость металла по тритию; d — толщина стенки; p_0 и p_1 — давление трития на внутренней и внешней сторонах стенки соответственно. Проницаемость некоторых металлов по водороду приведена на рис. 15.

Тритий, попавший в промежуточный контур, частично выводится системой отвода газов из соли-теплоносителя, организованной подобно системе отвода газов из топливной соли, а частично проникает через стенки парогенератора в паровой контур. Распределение трития в различных системах реактора MSBR приведено в первой строке табл. 7.

Распределение трития в реакторе MSBR

Параметры системы отвода газов первого и второго контуров	Проницаемость стенок отн. ед*	Поток водорода, отн. ед*	U ³⁺ /U ⁴⁺ , отн. ед*	Распределение трития, %			
				в системе отвода газов первого контура	в системе отвода газов второго контура	в реакторном боксе	в парогенераторе
Расход He:	1	1	1	11,0	2,0	23,0	64,0
в первом контуре —	1	1	0,1	20	2	20	58
18 м ³ /ч	10 ⁻³	1	1	18	55	9	18
во втором контуре —	10 ^{-3**}	10 ⁴	1	25,3	74,4	0,1	0,2
0,36 м ³ /ч	10 ^{-3**}	10 ⁵	1	33,8	66	0,08	0,08
(режим MSBR)							
Расход He:	1	1	1	87,6	1,6	2,9	7,9
в первом контуре —	1	1	0,1	~100	<0,1	<0,1	<0,1
180 м ³ /ч	10 ⁻³	10 ⁴	1	~50	50	0,1	0,1
во втором контуре —	10 ⁻²	10 ⁴	1	95	3,4	0,8	0,8
180 м ³ /ч	10 ⁻²	10 ⁵	1	~99	1	<0,1	<0,1

* Все относительные единицы нормированы на соответствующие значения, принятые в проекте MSBR (см. гл. 4).

** На такое значение уменьшена проницаемость всех металлических конструкций, за исключением теплообменника первого контура.

Анализ путей и форм распространения Т в системе позволяет выделить основные способы решения проблемы выведения трития. Один из таких способов — сдвиг равновесия реакций (5) — (7). Этот сдвиг может быть достигнут уменьшением соотношения между числом ионов U^{3+} и U^{4+} в топливной соли (см. 2-ю строку табл. 7). Правда, большое снижение этого отношения нежелательно из-за увеличения окислительного потенциала соли и, как следствие этого, возрастания ее коррозионной активности. Дальнейший сдвиг равновесия химических реакций в сторону образования молекулярных соединений Т может быть достигнут введением в топливную соль водорода. При увеличении концентрации H_2 в соли определяющую роль начинает играть реакция изотопного обмена



в результате которой атомы трития связываются в молекулы. Оценки показывают, что для уменьшения скорости проникновения трития в паровой контур на два порядка требуется обеспечить скорость поступления H_2 в соль в 10^8 раз большую, чем скорость образования Т [43]. Это означает, что за год работы реактора тепловой мощностью 2250 МВт в системе очистки газов будет накапливаться 20 000 т тритированной

воды. Очевидно, что при этом возникает сложная проблема организации хранения такого большого количества радиоактивной воды. Поэтому этот способ уменьшения поступления Т в паровой контур, по-видимому, целесообразно использовать лишь в сочетании с другими способами, так чтобы количество Н₂, поступающего в соль, снизить по крайней мере на три порядка величины.

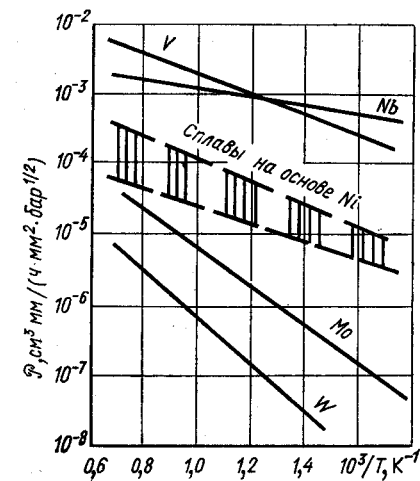
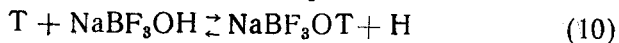


Рис. 15. Проницаемость \mathcal{P} водорода через металлы. (T — температура металла) [46]

Связывание Т в молекулярные соединения может быть осуществлено и в контуре соли-теплоносителя. Например, в NaBF_4 можно добавлять HF, который, взаимодействуя с Т, приводит к образованию молекулы TF. При скорости поступления HF в соль-теплоноситель, в 50 раз превышающей скорость генерации Т, поступление последнего в парогенератор уменьшится в 100 раз [47]. Правда, в этом случае возрастает скорость коррозии металла.

Тритий может связываться в молекулы также в результате изотопного обмена с гидроксильными соединениями, растворенными в NaBF_4 [48]. Здесь можно ожидать обнадеживающих результатов при использовании реакции



с последующим выводом NaBF_3OT в системе очистки соли-теплоносителя.

Увеличение скорости выведения трития в систему отвода газов первого и второго контуров может быть достигнуто и простым увеличением производительности этой системы. При этом увеличивать объемную долю пузырьков He в топливной соли, по-видимому, нецелесообразно, поскольку может произойти заметное возмущение динамики поведения потока нейтронов в активной зоне. Вместо этого достаточно увеличить расход соли через байпасный контур с одновременным увеличением скорости барботажа He и скорости его сепарации (табл. 7).

Одним из возможных методов решения проблемы трития является попытка уменьшить его проницаемость через стенки

трубопроводов. Наименьшей проницаемостью по водороду обладает W (см. рис. 15). Покрытие из вольфрама толщиной 0,1 мм всех коммуникаций топливного и промежуточного контура приведет к уменьшению поступления Т в паровой контур на два порядка, т. е. в принципе решит проблему удержания трития. Однако такое покрытие может отслаиваться из-за различных температурных коэффициентов расширения. Кроме того, покрытие всех поверхностей контуров может оказаться очень дорогим мероприятием.

Уменьшение проницаемости Т через металлические стенки может быть также достигнуто путем образования на поверхностях металла оксидных пленок (рис. 16) [49]. Такие пленки будут, вероятно, образовываться на трубах парогенератора, находящихся в контакте с паром.

Все рассмотренные способы уменьшения утечки Т не связаны со сколько-нибудь радикальной переделкой схемы MSBR. Рассмотрим и другие возможности решения тритиевой проблемы. Например, замена парового контура на контур диссоциирующего газа N_2O_4 , который может выполнять роль рабочего тела турбины [50, 51], практически решает проблему утечки трития. Тритий, попадая в контур с N_2O_4 , будет взаимодействовать с ним, образуя молекулы T_2O и TNO_3 , которые затем могут выводиться из контура. Другой путь — замена соли-теплоносителя в промежуточном контуре на He, содержащий небольшую примесь паров воды. Взаимодействуя с водой, Т будет образовывать молекулы TO .

Однако такие радикальные меры неизбежно приведут к другим технологическим проблемам, что в конечном счете скажется на стоимости АЭС с ЖСР. Поэтому проблему трития в первую очередь целесообразно решать путем комбинации различных способов блокировки утечки Т в паровой контур.

Оценки, приведенные в табл. 7, показывают, что на этом пути можно добиться решения тритиевой проблемы.

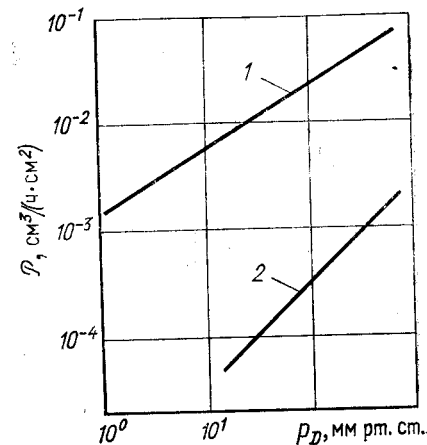


Рис. 16. Проницаемость по дейтерию сплава инкэллой-800. Толщина пленки 1,24 мм, температура 650°С (p_D — давление дейтерия):

1 — без оксидной пленки; 2 — с оксидной пленкой

§ 9. ОРГАНИЗАЦИЯ ПЕРЕРАБОТКИ ТОПЛИВА ДЛЯ УРАН-ТОРИЕВОГО ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА-РАЗМНОЖИТЕЛЯ

Рассмотрим возможную организацию системы переработки топлива, позволяющую обеспечить режим расширенного воспроизводства в уран-ториевом цикле. Для определенности будем использовать параметры АЭС с реактором MSBR-1000. Саму технологическую схему переработки топливной соли

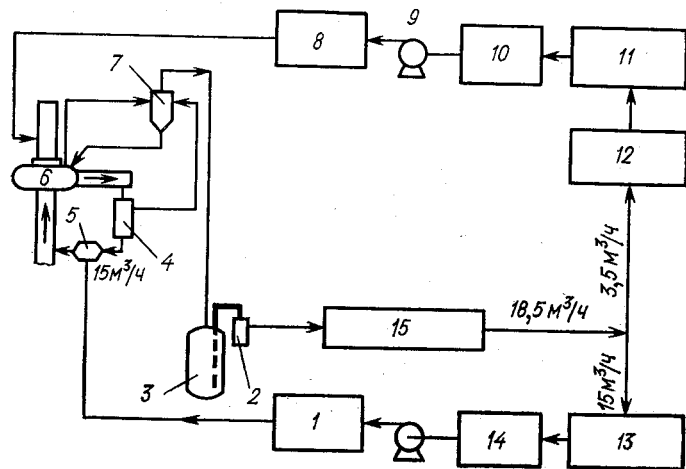


Рис. 17. Технологическая схема системы отвода и очистки газов в реакторе MSBR:

1 — резервуар для складирования; 2 — очистка от аэрозолей; 3 — бак-отстойник; 4 — сепаратор; 5 — барботер; 6 — топливный насос; 7 — система пористых мембран; 8 — резервуар для складирования; 9 — компрессор; 10 — фильтр; 11 — очистка и система контроля; 12 — линия задержки (90 дней); 13 — химическая очистка; 14 — фильтр; 15 — линия задержки (47 часов)

удобно разделить на две — систему отвода газообразных продуктов деления (рис. 17) и систему переработки растворимых в топливной соли продуктов деления и коррозии (рис. 18) [52].

Работа системы отвода газов (см. рис. 17) основана на использовании плохой растворимости газообразных продуктов деления в топливной соли. Эти продукты быстро мигрируют к границе соль — газ, переходя в газовую фазу. Для увеличения объема газовой фазы часть потока топливной соли проходит через байпасный контур, в котором установлен барботер 5, насыщающий расплавленную соль пузырьками He. Кроме того, He поступает в рабочую полость насоса 6, где

насыщает топливную соль при ее разбрызгивании в этой полости. В байпасном контуре установлен также газовый сепаратор 4, в котором происходит разделение газовой и жидкой фазы с почти 100%-ной эффективностью. Из сепаратора

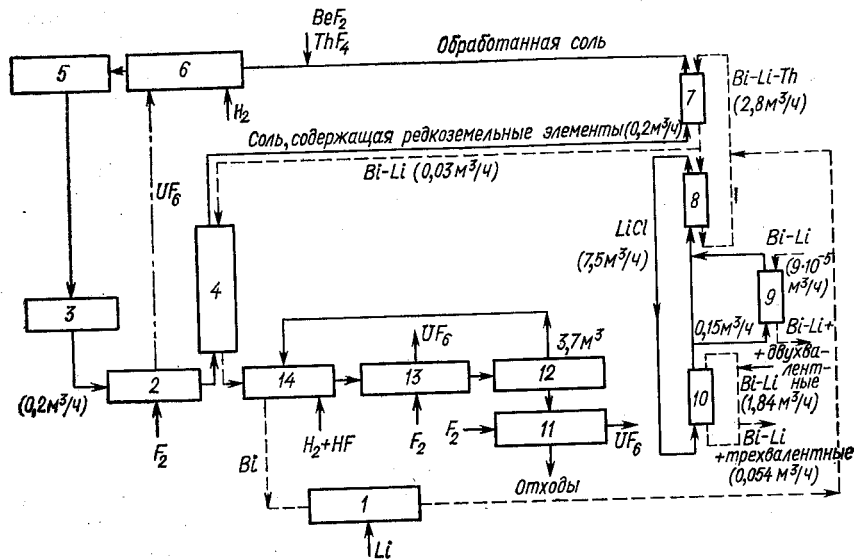


Рис. 18. Технологическая схема переработки топлива методом восстановительной экстракции и фторирования для реактора MSBR:

1, 6 — восстановительные установки; 2, 11, 13 — фтораторы; 3 — реактор; 4, 7, 8, 9, 10 — экстракторы; 5 — очистка топливной соли от Bi, FeF₂, NiF₂ и др. примесей; 12 — емкость для выдержки протактиния; 14 — гидрофторатор; — — — поток соли, — — — — поток металла

газ-носитель (He), содержащий Xe, Kr, а также аэрозоли частиц благородных металлов и продуктов их распада, поступает в бак-отстойник 3, где газовая смесь задерживается на два часа. В течение этого времени происходит распад короткоживущих изотопов, а также осаждение твердых продуктов распада на внутренних поверхностях бака-отстойника. Из отстойника газ через систему фильтров очистки от аэрозолей 2 поступает на 47-часовую линию задержки 15, где в качестве сорбента используется активированный уголь. Затем, когда от исходного количества ¹³⁵Xe остается только 3%, основной поток газа возвращается в барботер, а остальная часть поступает на вторую линию задержки 12, обеспечивающую выдержку радиоактивных изотопов в течение 90 дней. После второй линии задержки газ поступает в систему очистки от T и изотопов Xe и Kr. Здесь газ проходит над поверхностью окиси меди при температуре 815°С, при этом T окисляется до T₂O. Затем газ охлаждается до температуры —18°С и про-

ходит через угольные фильтры, где происходит поглощение T_2O , Kг и Хе. Система фильтров образована несколькими линиями, каждая из которых периодически (один раз в 4 дня) регенерируется подогревом до $260^\circ C$. Десорбированные с фильтров газообразные продукты деления поступают в специальные емкости, в которых поддерживается температура жидкого азота.

Практическая реализация такой системы отвода газообразных продуктов деления связана с решением ряда технических проблем, главными из которых являются создание надежной системы охлаждения бака-отстойника, периодическая замена фильтров из активированного угля и обеспечение герметичности контура циркулирующего радиоактивного газа.

Время полной переработки топливной соли для реактора MSBR-1000 выбрано равным 10 суткам, что соответствует расходу потока соли через контур переработки $56 \text{ см}^3/\text{с}$. Поток топливной соли, отведенный в байпасный контур (рис. 18), поступает во фторатор 2, в котором методом фторирования из соли выводится 99% содержащегося в ней урана в виде UF_6 . Затем соль поступает в экстрактор 4, в котором организован противоток топливной соли и расплавленного Вi с растворенным в нем Li. Здесь происходит переход Pa и остатков U, содержащихся в топливной соли, в висмутовую фазу. Из экстрактора поток Вi поступает в гидрофторатор 14, где Pa и остатки U выводятся из него в захватный объем расплавленной соли, взаимодействуя с газовой смесью $NF-H_2$. Захватный объем расплавленной соли поступает во фторатор 13, где выводятся последние остатки U. Очищенная таким образом от урана соль с содержащимся в ней Pa поступает в отстойник 12, где выдерживается до полного распада Pa, а затем во фторатор 11 для выведения U, образовавшегося в результате распада Pa.

Поток топливной соли, выходящий из экстрактора 4 и уже не содержащий U и Pa, направляется в экстрактор 7, где организован противоток соли и расплава Вi с молярным содержанием Li и Th соответственно 0,2 и 0,25%. Такие концентрации обеспечивают экстракцию в висмутовую фазу большей части редкоземельных элементов. Основная часть этого потока Вi подается в экстрактор 8, где поток расплавленного LiCl рекстрагирует из Вi продукты деления. Регенерация LiCl осуществляется в экстракторах 9 и 10. Через экстрактор 10 пропускают Вi с молярным содержанием Li 5%, в который переходят трехвалентные редкоземельные элементы. Основная часть вышедшего из экстрактора 10 потока LiCl возвращается в экстрактор 8, а небольшой его объем (около 2%) поступает в экстрактор 9, где двухвалентные редкоземельные и щелочноземельные элементы экстрагируются в поток жидкого Вi с молярным содержанием Li 50%.

Система переработки замыкается соединением обработанной соли, выходящей из экстрактора 7, с U и последующей очисткой ее от примесей Вi, захваченного солью в процессе переработки. Первый из этих процессов осуществляется в восстановительной установке 6, где через расплавленную соль барботируется UF_6 и H_2 . В результате UF_6 восстанавливается до UF_4 и растворяется в соли.

Очистка соли от Вi необходима, так как Ni, содержащийся в конструкционных материалах, очень хорошо (до 10%) растворим в Вi. Кроме Вi необходимо очистить соль от продуктов коррозии конструкционных материалов FeF_2 и NiF_2 , которые выщелачивают Cr из конструкционных материалов. Очистка от этих примесей может быть осуществлена пропуском потока соли через систему фильтров из никелевых стружек, обработкой потоком H_2 и пропусканием через металлический фильтр 5.

Таким образом, система переработки топлива состоит из набора аппаратов, в которых осуществляются отдельные физико-химические процессы выведения растворенных в соли продуктов деления. В число этих аппаратов входят фтораторы 2, 11, 13, экстракторы 4, 7, 8, 9, 10, отстойник 12, восстановитель урана 6 и система фильтров 5.

Фторатор 2 выполнен в виде цилиндра высотой 4,6 м и диаметром 20 см. Процесс фторирования UF_4 , растворенного в топливной соли, сопровождается сильной коррозией металлических конструкций. Чтобы предохранить корпус фторатора от коррозии, предполагается создание на стенках слоя замороженной соли-гарнисажа, получаемого путем охлаждения стенок потоком жидкости, например эвтектическим расплавом $LiF-BeF_2$, прокачиваемым через рубашку охлаждения.

Экстрактор протактиния 4 выполнен в виде цилиндрической колонки диаметром 7,6 см, заполненной кольцами Рашига, имеющими размер 0,95 см. При высоте колонки 3 м этот экстрактор эквивалентен пяти ступеням. Экстракторы 7 и 8 имеют диаметр колонки 30 см и заполнены кольцами Рашига размером 1,3 см. Каждая из этих колонок эквивалентна трем ступеням.

Для восстановительной установки 6, так же как и для фторатора, очень остро стоит проблема коррозии конструкционных материалов, поскольку образующиеся в процессе восстановления соединения урана UF_5 и U_4F_{17} являются сильными окислителями. Предварительные исследования показали, что никель, графит и медь в такой окислительной среде сильно корродируют. Золото может стоять в среде газообразного UF_6 и расплавленной топливной соли при массовом содержании UF_6 до 6%. Однако окончательно вопрос о конструкционных материалах здесь еще не решен.

Методы переработки топлива, реализуемые в рассмотренной системе, обладают рядом привлекательных качеств. Прежде всего, выведение из топливной соли продуктов деления сопровождается заменой их на LiF, являющийся основным составным элементом топливной композиции. За 30 лет работы реактора MSBR в топливную соль дополнительно поступает 10% того количества LiF, которое содержится в свежей топливной композиции. Важным обстоятельством является также то, что эффективность процессов выведения малочувствительна к небольшим изменениям рабочих условий, таких, как температура, скорости потоков, концентрация восстановителя и т. д. [53].

§ 10. КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ

Не будет большим преувеличением сказать, что развитие ЖСР существенно зависит от того, насколько успешно может быть решена проблема конструкционных материалов. По-видимому, у читателя, специально не интересовавшегося этим вопросом, представление о расплавах солей, циркулирующих при высоких температурах и содержащих продукты деления урана, связывается с представлением об их чрезвычайно высокой агрессивности, которая вообще ставит под сомнение возможность надежной эксплуатации АЭС с ЖСР. Однако на самом деле такое представление чрезмерно утрировано. Конечно, в полномасштабном ЖСР есть ряд узлов в системе переработки топливной соли, для которых проблемы коррозии конструкционных материалов еще не решены. Что же касается материалов, из которых должны изготавливаться основные элементы реактора (корпус, трубопроводы, насос, теплообменник, контур промежуточного солевого теплоносителя, парогенератор, запорная арматура и т. д.), то здесь проблемы коррозии решаются проще, хотя и предстоит еще большая исследовательская работа по уточнению состава и окончательному выбору конструкционного материала.

Очевидно, что конструкционные материалы для ЖСР должны удовлетворять ряду специальных требований. Во-первых, они должны обладать высокой коррозионной стойкостью в расплавах фтористых солей и в среде защитного газа, содержащего до 3% O₂. Во-вторых, они должны быть достаточно радиационно-стойкими под действием нейтронов. Хотя по самой идее ЖСР металлические конструкции находятся вне зоны максимального нейтронного потока, тем не менее для энергетического реактора типа MSBR флюенс по быстрым (>0,8 МэВ) и тепловым нейтронам за 30 лет работы реактора составляет 10²⁰ и 5·10²¹ нейтр./см² соответственно. В-третьих, материалы должны иметь достаточную жаропрочность. И, наконец, они должны быть технологичными, т. е.

обладать способностью подвергаться сварке и поддаваться существующим методам обработки металла для получения листа, труб и т. д.

Анализ свободных энергий образования фторидов металлов (табл. 8) показывает, что сплавы на основе Ni должны обладать большей коррозионной стойкостью по отношению к расплавам фторидов Li, Be и U, чем сплавы на основе Fe.

Таблица 8

Свободные энергии образования фторидов некоторых металлов при T=650° С, ккал/(г·атом фтора) [54]

Фторид	Твердая или газовая фаза	Раствор в Li ₂ BeF ₄	Фторид	Твердая или газовая фаза	Раствор в Li ₂ BeF ₄
LiF	—	126,49	CtF ₂	75,35	76,03
BeF ₂	—	108,08	FeF ₂	69,09	67,30
UF ₃	103,64	100,3	NiF ₂	60,8	55,3
UF ₄	97,45	98,1	MoF ₆	51,11	—
PuF ₃	105,4	102,7	WF ₆	56,8	—
ZrF ₄	—	98,23	NbF ₅	73,3	—

Это обстоятельство предопределило выбор сплава хастеллой-N в качестве основного конструкционного материала для реактора MSRE (табл. 9).

Таблица 9

Химический состав сплава хастеллой-N

Элемент	Массовое содержание, %		Элемент	Массовое содержание, %	
	обычный хастеллой-N	возможная модификация хастеллой		обычный хастеллой-N	возможная модификация хастеллой
Ni	Основа	Основа	B	До 0,01	До 0,001
Mo	15—18	11—13	C	До 0,5	До 0,1
Cr	6—8	6—8	Co	До 0,2	До 0,2
Fe	5	До 0,1	Cu	До 0,35	До 0,1
Mn	0,8	0,15—0,25	Al	До 0,5	До 0,1
Si	До 1	До 0,1	Ti		До 2
S	До 0,02	До 0,015	Nb		0—2
P	До 0,015	0,015			

Функции, которые выполняют отдельные компоненты сплава хастеллой-N, состоят в следующем. Мо придает сплаву жаропрочность. Его концентрация, однако, не может быть значительно увеличена, так как возникает опасность образования интерметаллических соединений типа Ni_xMo_y [55], придающих сплаву хрупкость.

Сг в количестве от 6 до 8% придает сплаву жаростойкость по отношению к окислению на воздухе при высоких температурах. Однако, как следует из табл. 8, Сг будет основным компонентом сплава, взаимодействующим с UF_4 :



Поэтому для уменьшения коррозии хастеллоя концентрация Сг должна быть по возможности низкой.

Fe позволяет добавлять Сг в сплав в виде хромистого железа, что облегчает технологию изготовления хастеллоя. Однако он является вторым по важности элементом сплава, определяющим его коррозию. Поэтому в модифицированных вариантах хастеллоя железа, по-видимому, не будет.

Назначение углерода состоит в формировании карбидов, которые препятствуют росту размеров зерен в процессе длительной эксплуатации сплава. Количество Si в сплаве контролирует тип карбидов: при очень малых концентрациях Si вместо карбидов типа M_6C образуются карбиды типа M_2C , растворимость которых выше.

Механические свойства хастеллоя-Н вполне удовлетворительны для целей реакторостроения (табл. 10). Стоимость

Таблица 10

Физические и прочностные характеристики хастеллоя-Н

Характеристика	Свойства при температуре	
	30° С	700° С
Плотность, г/см ³	8,86	8,86
Теплопроводность, кал/(с·см·°С)	0,025	0,0525
Удельная теплоемкость, кал/(г·°С)	0,91	1,36
Температурный коэффициент расширения, $10^{-5} 1/°C$	1,026	0,27
Удельное сопротивление, 10^{-10} Ом·м	1,205	1,26
Модуль упругости, 10^{-6} кгс/см ²	2,2	1,76
Предел прочности на растяжение, кгс/см ²	8100	5300
Максимально допустимое напряжение, кгс/см ² :		
	на растяжение	1800
на кручение	730	245
Температура плавления, °С	1371	1371

его, хотя и выше стоимости реакторных сталей, но также находится на приемлемом уровне. Наконец, следует отметить, что потребности в основных компонентах хастеллоя — Ni и Mo — даже для реализации программы развития энергетики

на реакторах типа MSBR до 2000 года не превышают 0,8—1,0% суммарных потребностей в этих металлах на все другие нужды экономики [56].

Существуют довольно обширные экспериментальные исследования по совместимости хастеллоя-Н с расплавами солей. Исследования, часть которых приведена в табл. 11, были выполнены как в петлях с естественной и принудительной циркуляцией расплавов солей, так и на реакторе MSRE, т. е. непосредственно в реакторных условиях. Вместе с тем в качестве резервного варианта с самого начала рассматривалась возможность использования в ЖСР нержавеющей сталей аустенитного типа. Для этих материалов также были выполнены коррозионные исследования в петлях, одна из которых успешно функционировала около девяти лет.

Прежде чем переходить к анализу результатов, представленных в табл. 11, рассмотрим основные механизмы, определяющие коррозию конструкционных материалов расплавами солей на основе LiF—BeF₂. Из термодинамических данных табл. 8 следует, что в расплавах LiF—BeF₂ коррозия практически определяется примесями (такими, как растворимые окислы, следы влаги, HF, FeF₂ и т. д.), иными словами, стойкость конструкционных материалов определяется эффективностью системы очистки топливной соли. Возможность такой очистки была продемонстрирована в контуре промежуточного теплоносителя реактора MSRE, в котором использовался расплав Li₂BeF₄. За 26 000 ч коррозия материалов, изготовленных из хастеллоя-Н, практически не наблюдалась (см. п. 9 табл. 11).

Одним из возможных следствий аварий и разгерметизации контуров может быть появление новых примесей в расплавах солей. Вопрос о влиянии этих примесей на коррозию материалов специально изучался в циркуляционных петлях. В эксперименте, параметры которого представлены в п. 1 табл. 11, после экспозиции в расплав солей был введен FeF₂ в количестве 0,05%. Это вызвало потерю массы контрольных образцов за 3000 ч в 6 раз большую, чем за предыдущие 30 000 ч. На рис. 19 приведены результаты имитации коррозионных последствий аварии в парогенераторе, которые сопровождаются проникновением в расплав пара, гидролизом соли и образованием HF. Видно, что скорость коррозии резко возрастает в начальный момент ввода пара, затем по прошествии тысячи часов она снова возвращается к исходному значению.

При циркуляции соли в неизотермических условиях будет происходить коррозия, связанная с массопереносом компонентов конструкционного материала из более горячих участков контура в более холодные. Для топливной соли, содержащей UF_4 , хром будет наиболее подвержен коррозии. Согласно за-

Экспериментальные исследования скорости коррозии конструкционных материалов
в среде расплавов фторидов

№ п.п.	Молярный состав расплава, %	Материал	Условия эксперимента				Средняя за время t скорость коррозии, мкм/год	Температура образца, °С	Литература
			Тип пегли	$T_{\text{макс}}$, °С	ΔT , °С	t , ч			
1	LiF—BeF ₂ —UF ₄ (65,5—34,0—0,5)	Хастеллой-Н	Естественная циркуляция	704	170	38 000	660		
2	То же	Хастеллой-Н (модифицированный по Ti)	То же	704	170	38 000	676 700	[57]	
3	LiF—BeF ₂ —ThF ₄ —UF ₄ (68—20—11,7—0,3)	Хастеллой-Н	»	704	170	22 200	700		
4	То же	Хастеллой-Н (модифицированный) (состав: Mo—13%; Cr—8,5%; Fe—0,1%; Ti—0,8%; Nb—1,6%; Ni—основа)	»	704	170	22 200	700	[58]	

5	»	То же	Принудительная циркуляция со скоростью 3—6 м/с	704	138	3 000	700	[59]
6	»	Нержавеющая сталь AISI-316 (состав: Cr—16,6%; Ni—13,6%; Mo—2,25%; Fe—основа)	Естественная циркуляция	650	110	4 500	650	[60]
7	LiF—BeF ₂ —ZrF ₄ —UF ₄ —ThF ₄ (70—23—5—1—1)	Нержавеющая сталь AISI-304L	То же	688	100	79 400	688 668	[58]
8	LiF—BeF ₂ —ZrF ₄ —UF ₄ (65—29,1—5—0,9)	Хастеллой-Н	Топливный контур реактора	654	22	21 800	»	
9	LiF—BeF ₂ (66—34)	То же	Контур теплоносителя реактора	580	35	26 100	580	Практически не замечена
10	LiF—BeF ₂ —ThF ₄ (73—2—25)	»	Естественная циркуляция	677	55	35 400	677	1,5
11	NaF—ThF ₄ —UF ₄ —MgF ₂ (75—12,5—12,3—0,2)	Нержавеющая сталь X10 (аналог стали AISI-316, модифицированной по Ti)	То же	720	75	1 000	720	[61]

№ п. №	Молярный состав расплава, %	Материал	Условия эксперимента				Средняя за время t скорость коррозии, мкм/год	Температура образца, °С	Литература
			Тип петли	$T_{\text{макс}}$, °С	ΔT , °С	t , ч			
12	NaBF ₄ -NaF (92-8)	Хастеллой-Н	Естественная циркуляция	607	125	33 600	17,5	607	[58]
13	То же	То же	»	607	150	42 200	17,5	607	
14	»	»	»	687	250	20 000	7	685	
15	»	»	Принудительная циркуляция	670	220	2 000	50	670	
16	»	»	То же со скоростью 6,2 м/с	620	200	5 000	18	620	
17	»	»	То же со скоростью 2,3 м/с	620	200	500	11	620	

кону действующих масс, концентрация CrF_2 будет определяться согласно реакции (11), соотношением

$$X_{\text{CrF}_2} = a_{\text{Cr}} (X_{\text{UF}_4} / X_{\text{UF}_6})^2 K(T), \quad (12)$$

где a_{Cr} — активность хрома в твердом растворе сплава; X — концентрация i -го компонента; $K(T)$ — константа реакции. Поскольку эта константа экспоненциально зависит от $1/T$, то различным температурным участкам циркуляционного контура будет соответствовать своя равновесная концентрация CrF_2 . Термодинамические параметры реакции (11) позволя-

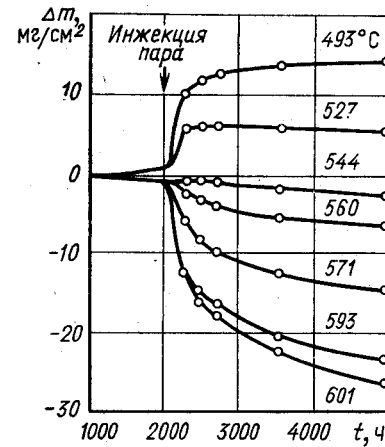


Рис. 19. Изменение массы Δm образцов сплава хастеллой-Н со временем при взаимодействии их с расплавленной солью молярного состава 92% NaBF₄-8% NaF при различной температуре

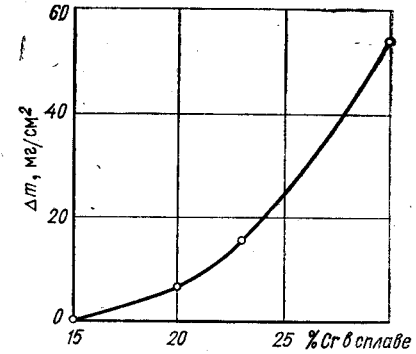


Рис. 20. Коррозия сплавов инконель в топливной соли реактора MSBR. Время экспозиции 2776 ч; максимальная температура 690°С; перепад температуры 170°С

ют оценить равновесные концентрации CrF_2 при температурах 600 и 727°С: они различаются примерно в 20 раз. Это и является основной причиной массопереноса при циркуляции расплавов солей в неизотермическом контуре.

Итак, массоперенос определяется концентрацией Cr, скоростью его диффузии в твердой фазе, отношением концентраций U^{+4} и U^{+3} , перепадом температур и максимальной температурой в контуре (рис. 19—22, табл. 11). Естественно, что скорость коррозии зависит также и от интенсивности циркуляции расплава солей. В петлях с принудительной циркуляцией (шп. 5, 15—17 табл. 11) скорость циркуляции весьма значительна (до 6 м/с). Как следует из рис. 23, зависимость коррозии от скорости циркуляции оказалась сильной на протяжении первых тысяч часов, затем скорости коррозии сравнялись и заметно уменьшились.

На скорость коррозии конструкционных материалов в принципе должно влиять также присутствие в контуре циркуляции других материалов, например графита. Это предположение было проверено экспериментально в условиях принудительной циркуляции расплава $\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{UF}_4$ в петле из хастеллоя-Н, имевшей вставку в виде графитовой муфты [62].

Эксплуатация петли в течение 8850 ч при перепаде температур в контуре от 700 до 500°C показала, что растворение углерода в хастеллое было ничтожным, а эрозия графита практически не была обнаружена.

Подводя итог вне реакторным коррозионным испытаниям, можно отметить, что они позволили понять основные механизмы, определяющие кинетику коррозии, а также продемонстрировали очень высокую сопротивляемость хастеллоя-Н коррозии в расплавах фторидных солей. Скорость коррозии не превышала 3 мкм/год для топливных солей реакторов MSRE или MSBR и 5—20 мкм/год для соли-теплоносителя NaBF_4 . Скорость коррозии нержавеющей сталей в 20—30 раз превышает скорость коррозии

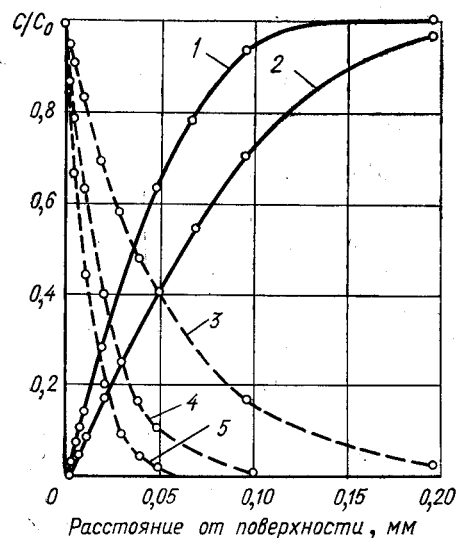


Рис. 21. Распределение концентраций хрома (—) и теллура (---) в хастеллоем-Н при взаимодействии его с топливными солями реакторов MSRE и MSBR (C — концентрация, C_0 — исходная концентрация $C_{\text{г}}$ в хастеллоем-Н или равновесная концентрация $C_{\text{т}}$ в топливной соли):

1, 4 — MSBR, $t=30$ лет, $T=650^\circ\text{C}$; 2, 3 — MSBR, $t=30$ лет, $T=700^\circ\text{C}$; 5 — MSRE, $t=3$ года, $T=650^\circ\text{C}$

розии хастеллоя-Н и модифицированного хастеллоя и довольно резко возрастает в области температур 650—670°C. Однако до 650°C нержавеющие стали могут оказаться вполне приемлемыми конструкционными материалами.

Стойкость конструкционных материалов в условиях реакторного облучения будет зависеть еще от двух факторов: влияния излучения на механические свойства материалов и дополнительной коррозии продуктами деления.

Как отмечалось выше, в энергетических ЖСР типа MSBR флюенс по быстрым ($>0,8$ МэВ) и тепловым нейтронам составляет 10^{20} и $5 \cdot 10^{21}$ нейтр./см² соответственно. Первая цифра не настолько велика, чтобы возникало радиационное

распухание материалов [63]. Однако флюенс тепловых нейтронов достаточен для образования значительного количества He: до молярной концентрации $5 \cdot 10^{-4}\%$ в результате реакции (n, α) на примесях ^{10}B в металле и до $(1 \div 2) \cdot 10^{-2}\%$ за счет ядерных трансмутаций изотопов Ni [64]. Гелий при высоких температурах накапливается на границах зерен, уменьшая их сцепление, в результате чего возникает охрупчивание сплава. Такое охрупчивание не является спецификой конструкционных материалов ЖСР и характерно для всех сплавов на основе Ni или Fe [65, 66]. Опыт эксплуатации реактора показал, что образцы хастеллоя из активной зоны и зоны, при-

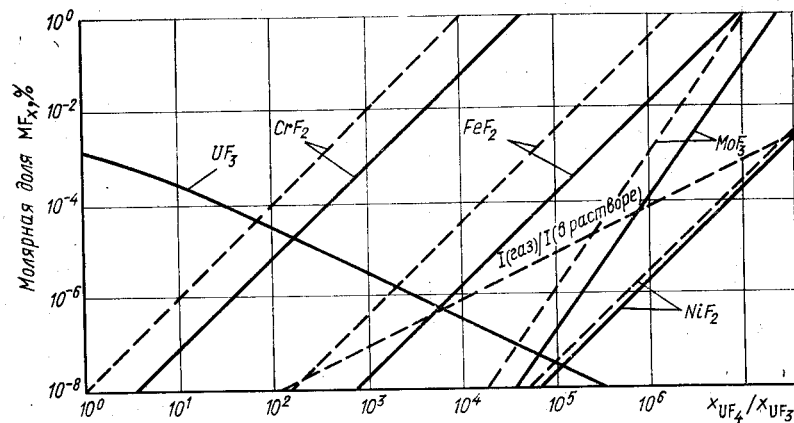


Рис. 22. Равновесная концентрация продуктов коррозии в топливной соли MSBR при контакте с хастеллоем-Н (—) и с Cr, Fe, Mo и Ni (---) в зависимости от отношения UF_4/UF_3 в соли $T=600^\circ\text{C}$, молярная концентрация урана в соли 0,3%

мыкающей к корпусу реактора, имели меньшую пластичность и большую скорость развития трещин под напряжением. Так, образцы, находившиеся в центре активной зоны, показали в условиях крипа при температуре 650°C напряжение излома всего лишь 0,5% по сравнению с 10% для необлученных образцов. Для образцов, находившихся вблизи стенок корпуса реактора, оно составляло 2% [67]. Однако с охрупчиванием можно в какой-то мере бороться, модифицируя хастеллоем введением небольших количеств Ti, Hf, Zr или Nb, которые способствуют образованию мелкодисперсных карбидов типа MC. Такие карбиды рассеивают В в зернах, а не на границах, и делают их более устойчивыми к разрушению [68]. Дальнейшее исследование этого вопроса показало, что Hf и Zr, по-видимому, следует исключить, так как они способствуют образованию трещин в сварных швах конструкций даже при та-

кой малой концентрации, как 0,05% [69]. Наиболее подходящими для этой цели остаются Ti и Nb, хотя и их концентрация должна быть ограничена, так как оба эти элемента образуют интерметаллические соединения с Ni, придающие дополнительную хрупкость сплаву. Экспериментальные исследования образцов из модифицированного хастеллоя показали при флюенсе тепловых нейтронов $3 \cdot 10^{20}$ нейтр./см², что 0,5% Ti обеспечивает для сплава напряжение излома 4% при температуре 650°С. Однако для сохранения этих свойств при температуре 760°С требуется повышение концентрации Ti до 2% [68]. Это связано с невысокой термической стойкостью карбидов Ti и Nb, которые при температурах свыше 660°С переходят из состояния тонкодисперсного карбида типа M₃C в состояние более крупнозернистого карбида типа M₂C. Следует отметить, что, хотя Ti взаимодействует с расплавом солей подобно Cr, скорость его диффузии в сплаве меньше скорости диффузии последнего. Таким образом, модификация хастеллоя титаном не увеличивает скорость коррозии.

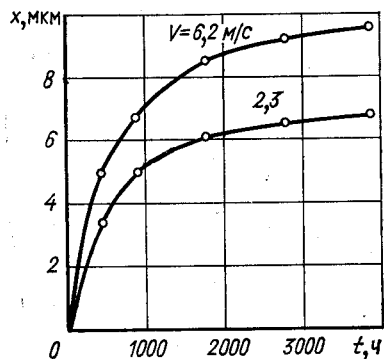


Рис. 23. Зависимость глубины коррозии x от времени при взаимодействии с топливной солью MSBR при температуре 620°С и различной скорости топливной соли V

Нержавеющая сталь также подвержена радиационному охрупчиванию при высоких температурах. Однако напряжения излома для стали в условиях реактора типа MSBR, по-видимому, остаются на приемлемом уровне [70]. Но даже если это окажется и не так, существуют возможности значительного улучшения свойств аустенитных сталей путем соответствующего контроля размеров зерен или модификации стали титаном [71].

Эксплуатация реактора MSRE показала, что основное влияние продуктов деления на стойкость конструкционных материалов сводится к появлению межкристаллитных трещин глубиной до 0,1—0,3 мм практически на всей поверхности конструкционных материалов. Это явление нельзя связать с воздействием нейтронного облучения, так как картина межкристаллитных трещин была одинакова как на образцах, взятых из активной зоны, так и на поверхности теплообменника топливного контура. Часть этих трещин была заметна сразу же после извлечения образцов из топливной соли, однако для полного их проявления потребовалась деформация образцов при комнатной температуре. Существенно, что для образцов

с сильно различающейся экспозицией (от 1000 до 24 000 ч) заметно отличалось лишь число трещин на единицу поверхности, в то время как глубина трещин почти не менялась. Поскольку межкристаллитное растрескивание не зависит от нейтронного облучения, то это явление было подробно изучено в лабораторных условиях, когда в топливную соль по отдельности вводили имитаторы различных продуктов деления. Эти эксперименты показали, что причина рассматриваемого явления состоит в проникновении Te — одного из продуктов деления — вдоль границ зерен в межкристаллитную область. По-видимому, Te образует с Ni эвтектику с низкой температурой плавления, которая локализуется на границах зерен, ослабляет эти области, что в результате приводит к появлению трещин.

Поскольку проникновение Te происходит вдоль границ зерен, то увеличение глубины проникновения, а следовательно, и глубины трещин пропорционально корню четвертой степени из времени экспозиции (а не квадратному корню как при диффузии через всю поверхность образца). Эта гипотеза хорошо объясняет слабую зависимость глубины трещин от времени экспозиции. На рис. 21 приведены результаты расчета глубины проникновения Te для режима реактора MSBR. Значение глубины проникновения для температурного режима с $T_{\text{макс}} = 650^\circ\text{C}$ в принципе вполне приемлемо для нормальной работы реактора. Однако существует ряд гипотетических факторов, которые со временем могут изменить картину диффузии Te, и тогда межкристаллитное растрескивание материала может стать серьезной проблемой.

Образцы модифицированного хастеллоя, содержащие 2% Nb, показали большую сопротивляемость межкристаллитному растрескиванию. Возможно, что дальнейший прогресс может быть достигнут при добавке в сплав Se, который, как известно, приводит к уменьшению охрупчивания нержавеющей стали. Наконец, отметим, что нержавеющие стали типа 304 и 316 практически не обнаруживают какого бы то ни было межкристаллитного растрескивания (пп. 6, 7 табл. 11).

Таким образом, свойства основного конструкционного материала для ЖСР достаточно подробно исследованы при температурах 600—700°С, выявлены основные узкие места и указан целый ряд рецептов возможного решения этой проблемы.

Материалы для системы переработки топливной соли должны работать в более тяжелых с точки зрения коррозии условиях, так как в системе помимо расплава фтористых солей существуют и другие среды: V_2 , смеси газов HF и H_2 , F_2 и UF_6 , расплав LiCl . Поэтому необходимо использовать различные материалы на разных участках переработки топливной соли. Так, для конструкции фторатора можно использовать

57

Ni и никельсодержащие сплавы с гарнисажем из замороженной соли. Этот же материал подходит и для других узлов установки, где присутствуют газообразные UF_6 , F_2 , HF . В тех узлах, где используют Вi, эти материалы не годятся, так как Ni легко растворяется в Вi. Видимо, оптимальной комбинацией для таких участков будет сочетание графита для изготовления емкостей и Мо или молибденовых сплавов для коммуникационных линий, мешалок и подобных деталей. Однако плохая свариваемость изделий из Мо делает практическую осуществимость такой линии достаточно проблематичной. Здесь требуется еще серьезная исследовательская работа. В среде LiCl и Вi достаточно устойчивы некоторые танталовые сплавы. В противоположность молибдену Та легко поддается сварке, хотя о совместимости его с топливной солью мало что известно. Кроме того, использование танталовых сплавов потребует более высокой степени очистки соли от примесей по O_2 , N_2 и С, чем в случае применения Мо.

Графит, используемый в ЖСР в качестве замедлителя, выполняет довольно ограниченные функции как конструкционный материал: графитовые блоки служат направляющими для потока топливной соли в активной зоне и, разумеется, должны нести нагрузку, определяемую собственной массой блоков. Поэтому характеристики графита в основном определяются нейтронно-физическими требованиями.

Чтобы силы поверхностного натяжения препятствовали проникновению соли в графит, размер поверхностных пор графитовых образцов не должен превышать 1 мкм. Проникновение топливной соли в графит создает локальные участки с повышенной температурой до $1200^\circ C$, при которой скорость разрушения графита может увеличиться на один-два порядка по сравнению со скоростью разрушения при $700^\circ C$ [72]. Графит должен иметь малую проницаемость по ксенону ($\leq 10^{-8}$ см²/с). В противном случае будет происходить накопление в графите ^{135}Xe и ухудшится общий нейтронный баланс. Графит должен быть химически инертен к топливной соли и обладать так называемой размерной устойчивостью по отношению к радиационному воздействию.

Первое требование хорошо выполняется для многих сортов графита. Получение графита с малой проницаемостью требует разработки такой технологии, которая обеспечивала бы размеры пор на поверхности образцов не более 0,01 мкм. Для графитов обычного изготовления такие размеры пор недостижимы. Графитовые образцы с широлитическим осаждением углерода удовлетворяют этому условию, так же как и графитовые изделия из стеклоглерода. Однако эффективность таких покрытий в условиях излучения практически еще не продемонстрирована.

Заметим, что неудачи в снижении проницаемости не должны особенно обескураживать, так как даже в случае применения графита без защитного пиролитического покрытия отравление ксеноном может поддерживаться системой барботирования на уровне, не превышающем 2% [73]. Воспроизводство горячего при этом, конечно, будет заметно снижено.

Коррозионная стойкость графита вполне удовлетворительна. При температурах до $700^\circ C$ графит совместим с топливной солью, а также с расплавом Вi, содержащего Li [74]. Радиационная стойкость графита в основном определяется индуцируемым быстрыми нейтронами ростом кристаллитов. Это и является причиной изменения размеров в поликристаллической массе материала. На первом этапе облучения графитовые образцы уменьшают свой размер, но затем при флюенсе около 10^{22} нейтр./см² начинается быстрое (параболическое по флюенсу) расширение образцов (рис. 24) [37]. Такое расширение должно привести к повышению проницаемости по Хе, а в дальнейшем и к нарушению механической целостности. Поэтому в качестве срока службы графита в ЖСР можно условно принять время, за которое набираемый в реакторе флюенс нейтронов приводит к нулевому изменению объема образца. Этот критерий срока службы взят, конечно, с достаточным запасом. Для проекта реактора MSBR определенный таким образом срок службы графита составляет четыре года. Таким образом, проблема радиационной стойкости графита для ЖСР может быть решена путем периодической замены графитовых блоков.

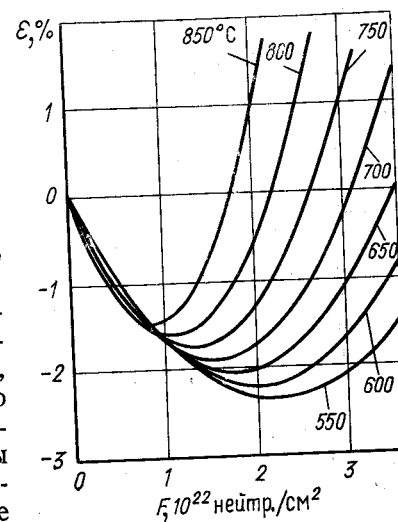


Рис. 24. Зависимость деформации графита ϵ от флюенса быстрых нейтронов F ($E > 50$ кэВ) при различной температуре [37]

ЖИДКОСОЛЕВОЙ УРАН-ТОРИЕВЫЙ РЕАКТОР-РАЗМНОЖИТЕЛЬ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ (MSBR)

§ 11. АТОМНАЯ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯ С ЖИДКОСОЛЕВЫМ РЕАКТОРОМ-РАЗМНОЖИТЕЛЕМ

Успешные испытания экспериментальных реакторов ARE и MSRE и разработка методов выведения из расплавленных фтористых солей продуктов деления позволяют рассматривать ЖСР как весьма перспективные энергетические реакторы.

Для оценки возможных параметров АЭС с ЖСР в Ок-Риджской Национальной лаборатории США был разработан проект стационарной энергоустановки мощностью 1000 МВт (эл.) с жидкосольевым реактором-размножителем на тепловых нейтронах MSBR (*Molten-Salt Breeder Reactor*) [75]. Проект MSBR выполнен на основе современной технологии строительства, монтажа и эксплуатации ядерных энергетических систем. Расчетно-теоретические исследования и оптимизационные расчеты, предшествовавшие разработке проекта, были направлены на выбор таких параметров системы, которые обеспечили бы низкую удельную загрузку топливом, высокий коэффициент воспроизводства и низкую стоимость электроэнергии.

Топливная соль в ядерной энергоустановке MSBR (рис. 25) циркулирует через реактор 3 в замкнутом контуре 13. Тепло, генерируемое в топливной соли при делении урана, передается в теплообменнике 7 теплоносителю, циркулирующему во втором контуре. В качестве теплоносителя второго контура выбрана эвтектическая смесь $\text{NaBF}_4\text{—NaF}$, которая дешевле топливной соли и имеет более низкую температуру плавления (табл. 12). Теплоноситель второго контура отдает тепло в парогенераторе 10, в котором генерируется надкритический пар с давлением 240 бар и температурой 538°С. Этот пар срабатывается в паротурбогенераторе. Полный тепловой КПД АЭС составляет около 44%.

Очистка топливной соли от газообразных продуктов деления осуществляется в байпасном контуре 5, а вывод редкоземельных элементов и Pa, а также извлечение U — в системе переработки топлива 2 (см. § 9).

Контур с топливной солью и второй контур с теплоносителем выполнены в виде четырех параллельно соединенных петель, в каждой из которых установлены топливный насос

Свойства топливной соли и теплоносителя второго контура

Параметры	Топливная соль		Теплоноситель	
	566°С	704°С	454°С	621°С
Молярный состав, %	${}^7\text{LiF—71,772}$; $\text{BeF}_2\text{—16,0}$; $\text{ThF}_4\text{—12,0}$; ${}^{233}\text{UF}_4\text{—0,228}$		$\text{NaBF}_4\text{—92,0}$; NaF—8,0	
Температура плавления, °С	500		385	
Удельная теплоемкость, кал/(г·°С)	0,32		0,36	
Свойства при температуре:	566°С	704°С	454°С	621°С
Плотность, г/см ³	3,38	3,28	1,93	1,81
Теплопроводность, кал/(с·см·°С)	0,00287	0,00287	0,00107	0,00096
Вязкость, сП	14,3	7,2	1,91	1,08
Давление паров, мм рт. ст.	<0,1	<0,1	7,6	250,0

и теплообменник. Реакторный бокс имеет цилиндрическую форму с диаметром 18,8 м и высотой 10,6 м. В нем помещен реактор, четыре теплообменника первого контура и четыре топливных насоса. Температура этого отсека поддерживается электронагревателями на уровне 540°С. Такая «печь» исключает необходимость установки громоздкой теплоизоляции трубопроводов, предохраняет контур с топливной солью от замерзания и облегчает ремонт и техническое обслуживание реактора.

Вся реакторная установка размещена в герметичном железобетонном здании, выполняющем функцию вторичной противоаварийной оболочки. Корпус реактора (рис. 26) изготовлен из модифицированного хастеллоя-N и рассчитан на давление 5,25 бар. Его диаметр 6,7 м, высота 6,1 м и толщина стенок 5,1 см.

Топливная соль поступает в реактор снизу через входной коллектор 1, поднимается вверх по каналам в активной зоне и выходит из реактора по патрубкам выходного коллектора 6. Центральная часть активной зоны сформирована графитовыми стержнями 4, имеющими квадратное сечение 10×10 см и длину 3,95 м, на боковых поверхностях которых расположены продольные дистанционирующие выступы. В каждом стержне вдоль его оси сделан канал диаметром 1,5 см. Геометрия стержней обеспечивает объемную долю топливной соли в этой части активной зоны 13%. Вокруг центральной части активной зоны установлены графитовые

пластины 12, имеющие поперечное сечение $5,1 \times 25,4$ см и длину 3,95 м. Между этими пластинами проходит большая часть потока топливной соли, объемная доля которой здесь составляет 37%. Эта область активной зоны выполняет функцию зоны воспроизводства. В этой же области сделаны восемь вертикальных каналов 3, через которые часть топливной соли попадает в верхний графитовый отражатель для его охлаждения.

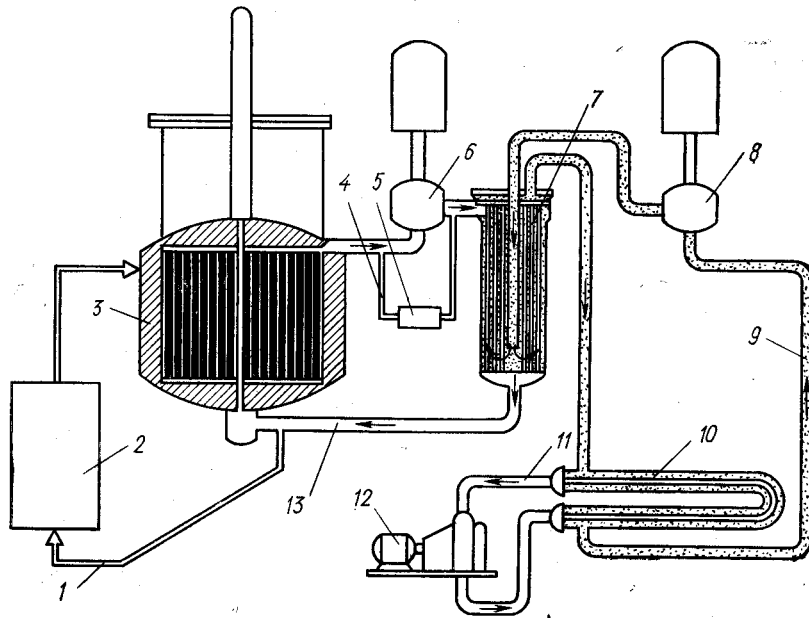


Рис. 25. Технологическая схема ЯЭУ с реактором MSBR-1000:

1, 4 — байпасный контур; 2 — система переработки топлива; 3 — реактор; 5 — система отвода газов; 6 — топливный насос; 7 — теплообменник; 8 — насос второго контура; 9 — второй контур; 10 — парогенератор; 11 — паровой контур; 12 — паротурбогенератор; 13 — контур с топливной солью

Периодическая замена графитового замедлителя осуществляется путем замены всей активной зоны как единого ансамбля. Для выполнения этой операции в каналы 3 вставляют металлические стержни, закрепляемые на резьбе в донной и верхней крышке. В таком собранном виде активная зона вместе с верхней крышкой корпуса реактора и стержнями регулирования может быть извлечена из реактора.

В корпусе реактора расположен также боковой графитовый отражатель 5. Этот графит получает сравнительно низкую дозу облучения быстрыми нейтронами и поэтому замены не требует.

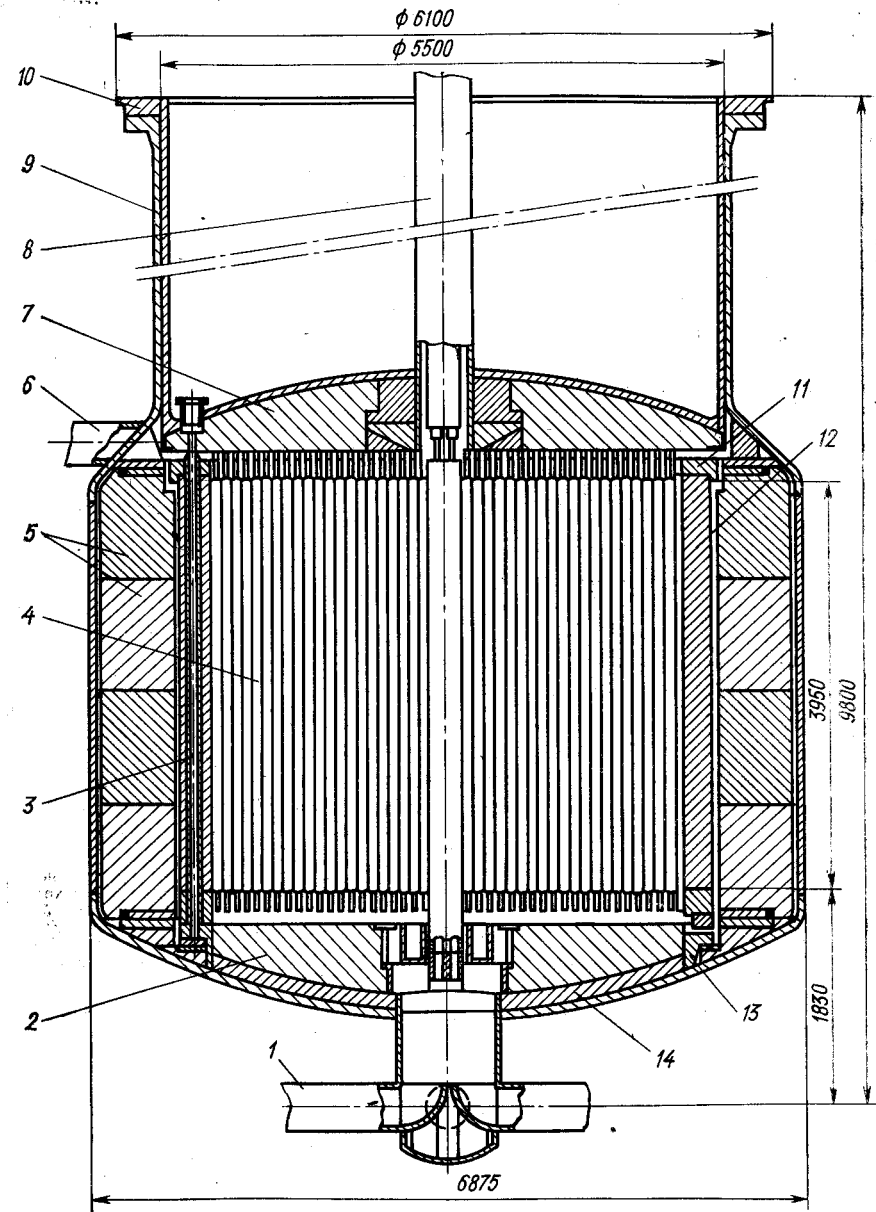


Рис. 26. Конструктивная схема MSBR:

1 — входной коллектор; 2 — нижний торцевой отражатель; 3 — вертикальный канал; 4 — стержни графитового замедлителя; 5 — боковой отражатель; 6 — выходной коллектор; 7 — верхний торцевой отражатель; 8 — стержни регулирования; 9 — корпус реактора; 10 — верхняя крышка корпуса; 11 — верхнее графитовое кольцо; 12 — графитовые пластины; 13 — нижнее графитовое кольцо; 14 — донная крышка

Конструкция одной секции трубчато-корпусного теплообменника первого контура изображена на рис. 27. Почти все соединения теплообменников сварные, так что герметичность системы обеспечивается минимальным числом разъемных соединений.

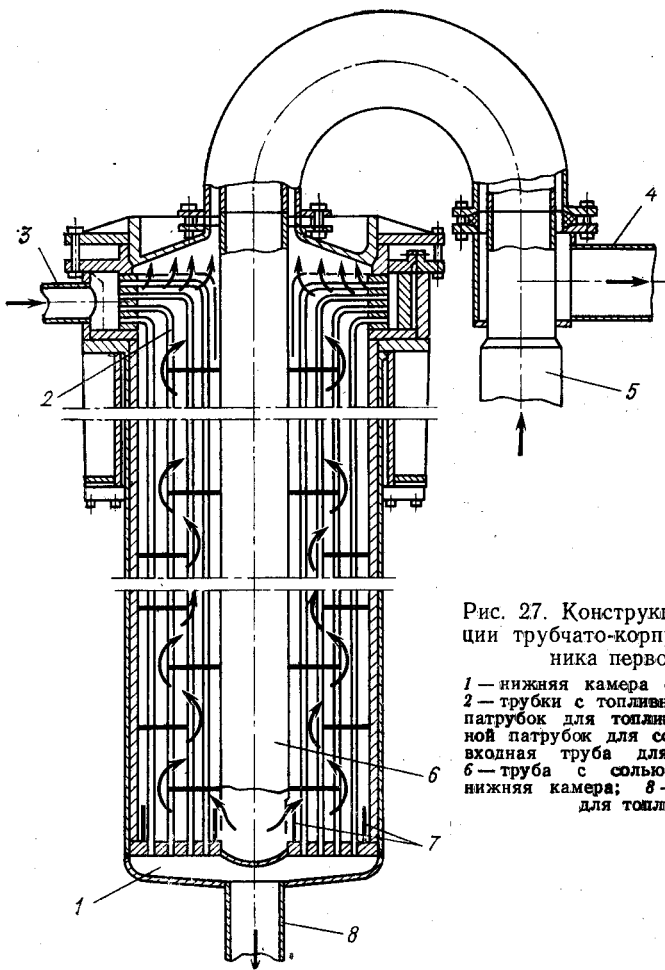


Рис. 27. Конструкционная схема секции трубчато-корпусного теплообменника первого контура:

1 — нижняя камера с топливной солью; 2 — трубки с топливной солью; 3 — входной патрубок для топливной соли; 4 — выходной патрубок для топливной соли; 5 — входная труба для соли-теплоносителя; 6 — труба с соли-теплоносителем; 7 — нижняя камера; 8 — выходной патрубок для топливной соли

Одноступенчатые центробежные насосы обеспечивают циркуляцию расплавленной соли в первом и втором контурах (см. рис. 28). Для предотвращения утечки продуктов деления из полости насоса через лабиринтные уплотнения вала ротора непрерывно подается гелий, который поступает затем в систему отвода газов. Конструкция этих насосов была испы-

тана при работе MSRE, и для MSBR насосы просто увеличены в размерах.

В каждом из четырех контуров с солью-теплоносителем установлен U-образный трубчатый парогенератор-перегреватель с двумя параллельными ему прямоточными подогревателями. Специальные клапаны обеспечивают перераспределение потока воды между парогенератором и подогревателями, чтобы обеспечить температуру пара на выходе 538°C . Сверхкритические параметры пара и высокая температура воды на входе в парогенератор (370°C) необходимы, чтобы предотвратить замерзание соли-теплоносителя в парогенераторе, и обеспечивают высокий тепловой КПД турбогенератора.

В каждом контуре с расплавленной солью предусмотрены баки для аварийного слива и хранения соли. Эти баки снабжены системой охлаждения и размещены в специальном отсеке, окруженном биологической защитой. Между баками и контурами с циркулирующей солью установлены замерзающие клапаны (см. гл. 2). Принципы организации системы отвода газообразных продуктов деления и системы непрерывной переработки топлива описаны в гл. 3.

При аварийном сливе топливной соли предусмотрена возможность расхолаживания реактора путем циркуляции азота в

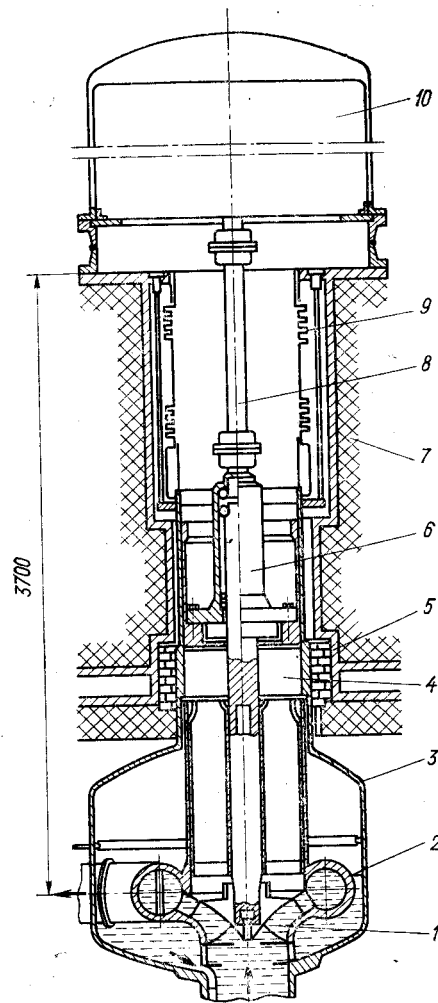


Рис. 28. Конструкционная схема топливного насоса:

1 — крыльчатка; 2 — нормальный уровень топливной соли; 3 — корпус рабочей полости; 4 — защитная пробка; 5 — оболочка реакторного отсека; 6 — узел подшипников и уплотнителей; 7 — бетонная защита; 8 — промежуточный вал; 9 — сильфон; 10 — двигатель

первом контуре. Кроме того, предусмотрено специальное дистанционное оборудование, позволяющее производить ремонт и замену отдельных узлов и агрегатов системы. Основные теплофизические и конструкционные параметры ядерной энергетической установки с MSBR-1000 приведены ниже:

Тепловая мощность, МВт	2250
Полная электрическая мощность, МВт	1035
Чистая электрическая мощность, МВт	1000
Полный тепловой КПД, %	44,0
Коэффициент нагрузки, %	80,0
Плотность энерговыделения в активной зоне, МВт/м ³ :	
средняя	22,2
максимальная	70,4
Плотность энерговыделения в топливной соли, МВт/м ³ :	
средняя	74
максимальная	492
Плотность энерговыделения в графите, МВт/м ³ :	
средняя	2,3
максимальная	6,3
Температура топливной соли, °С:	
на входе в реактор	566
на выходе из реактора	704
Расход топливной соли в первом контуре, м ³ /с	3,69
Максимальная скорость циркуляции топливной соли в активной зоне, м/с	2,6
Падение давления топливной соли в реакторе, бар	1,2
Объем топливной соли в первом контуре, м ³	48,7
Объем топливной соли в перерабатывающей установке, м ³	13,59
Объемная доля топливной соли, %:	
в активной зоне	13,0
в зоне воспроизводства	37,0
в отражателе	1,0
в кольцевом зазоре	100
в торцевом зазоре	85
Температура теплоносителя второго контура, °С:	
на входе в теплообменник	454
на выходе из теплообменника	621
Расход теплоносителя во втором контуре, м ³ /с	4,8
Параметры пара на выходе из парогенератора:	
давление, бар	240
температура, °С	538
Размеры реактора, м:	
внутренний диаметр, высота корпуса	6,8×6,1
диаметр и высота активной зоны	4,39×3,96
толщина радиальной зоны воспроизводства	0,38
толщина кольцевого зазора	0,05
толщина бокового отражателя	0,76
толщина торцевой зоны воспроизводства	0,23
толщина торцевого зазора	0,08
толщина торцевого отражателя	0,61
Число графитовых стержней в активной зоне, шт	1412
Размеры одного графитового стержня, см	10,2×10,2×396
Масса графита в отражателе, т	303
Масса активной зоны в сборе, т	272
Время жизни графита при флюенсе 3·10 ²² нейтр./см ² нейтронов с энергией больше 50 кэВ, лет	4,0

§ 12. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ MSBR И ПАРАМЕТРЫ РАВНОВЕСНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Одной из важнейших особенностей ЖСР с циркулирующим топливом является возможность их работы в режиме расширенного воспроизводства горючего при тепловом спектре нейтронов и уран-ториевом топливном цикле. Режим расширенного воспроизводства в таких реакторах может быть реализован только при непрерывной очистке топливной соли от отравляющих продуктов деления (таких, как ¹³⁵Xe и редкоземельные элементы) и выводе из активной зоны Pa. Осуществление этих процессов переработки топлива позволяет получить хороший баланс нейтронов при очень низкой стоимости топливного цикла.

Циркулирующая в MSBR соль, в которой растворено горючее и сырье для воспроизводства, сама по себе является не слишком хорошим замедлителем. Поэтому для формирования теплового спектра нейтронов в активной зоне MSBR используют в качестве дополнительного замедлителя графит, поскольку он хорошо совместим с расплавленной топливной солью.

Концентрацию U и Th в топливной соли можно варьировать в достаточно широком диапазоне без существенного изменения физических свойств соли. Эта концентрация не должна быть слишком мала, так как сама соль-носитель довольно сильно поглощает нейтроны. С другой стороны, слишком большая концентрация делящегося горючего в соли приводит к увеличению количества топлива, находящегося в контуре вне реактора. Оптимальная молярная концентрация U в соли лежит в области 0,2—0,3%, что хорошо согласуется с уран-графитовым отношением, обеспечивающим тепловой спектр нейтронов в активной зоне [76].

Объемную долю соли в графитовом замедлителе также следует оптимизировать, поскольку слишком большое количество соли в активной зоне ухудшает термализацию нейтронов и тем самым уменьшает число вторичных нейтронов на одно поглощение нейтрона в ²³³U (η), а слишком малая доля соли ведет к чрезмерному поглощению нейтронов в графите. Оптимальное значение объемной доли соли составляет 12—15%. Соотношение между концентрацией топлива в соли и объемной долей соли зависит от выбранного значения максимальной плотности энерговыделения в активной зоне, которое ограничено прежде всего радиационной стойкостью графита к потоку быстрых нейтронов.

Необходимость поддержания достаточно высокой концентрации топлива (чтобы не допустить большой потери нейтронов в соли-носителе и замедлителе) вместе с требованием иметь большие размеры активной зоны для обеспечения за-

данной величины тепловой мощности реактора ведет к необходимости размещения Th не только в зоне воспроизводства, но и в самой активной зоне. Способ размещения Th является одним из важнейших вопросов при оптимизации характеристик MSBR. Окончательный выбор распределения Th в реакторе зависит от его конструкции и методов переработки топлива.

MSBR представляет собой реактор с моножидкостным потоком соли, содержащей как делящееся горючее, так и сырье для воспроизводства топлива. Такая однопетлевая схема существенно упрощает конструкцию реактора по сравнению с двухпетлевой, в которой предусматривается два изолированных контура (в одном из них циркулирует только делящееся горючее, а в другом—сырье для воспроизводства). Разделение активной зоны и зоны воспроизводства в однопетлевой схеме обеспечивается просто соответствующим распределением объемной доли соли в графитовом замедлителе.

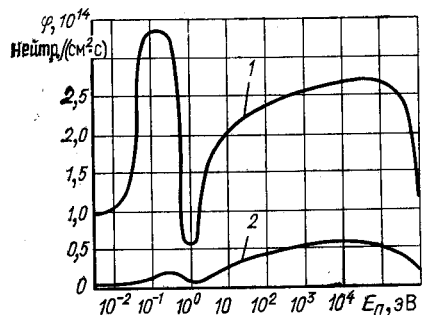


Рис. 29. Спектр нейтронов в MSBR в центральной части активной зоны (1) и в зоне воспроизводства (2) [77]

Такое распределение топливной соли обеспечивает в активной зоне мягкий спектр нейтронов, а в зоне воспроизводства, где спектр более жесткий, нейтроны эффективно поглощаются Th в области его резонансов. Отношение скоростей поглощения нейтронов в Th и ^{233}U в активной зоне близко к единице, а в зоне воспроизводства составляет около 1,3. На рис. 29 приведен энергетический спектр нейтронов в активной зоне и в зоне воспроизводства реактора.

Геометрические размеры и композиция элементов, входящих в состав активной зоны, так же как плотность энерговыделения и скорости выведения из топливной соли продуктов деления, выбраны таким образом, чтобы обеспечить экстремальные значения некоторой функции цели. В качестве такой функции был выбран коэффициент сохранения топлива (КС), характеризующий способность реактора потреблять наименьшее количество естественного делящегося топлива при линейном росте ядерной энергетики. КС зависит от КВ реактора и удельной загрузки (загрузки делящимся топливом на единицу мощности реактора) $G_{уд}$ и пропорционален величине $(КВ-1)/G_{уд}^2$ [8].

Состав топливной соли и основные геометрические размеры реактора, оптимизированные по коэффициенту КС, приведены в табл. 12 и на с. 66. Нейтронно-физические параметры реактора приведены в табл. 13—16.

Таблица 13

Нейтронно-физические параметры MSBR-1000

Параметр	Значение
Коэффициент воспроизводства	1,062
Выход произведенного ^{233}U , %/год	3,3
Удельная загрузка $G_{уд}$, кг/МВт(эл)	1,51
Время удвоения топлива, лет	21,0
Плотность потока тепловых нейтронов в активной зоне, нейтр./(см ² ·с):	
максимальная	$8,3 \cdot 10^{14}$
средняя	$2,6 \cdot 10^{14}$
Максимальная плотность потока быстрых нейтронов ($E > 50$ кэВ), нейтр./(см ² ·с):	
в активной зоне	$3,2 \cdot 10^{14}$
в зоне воспроизводства	$4,2 \cdot 10^{13}$
в корпусе реактора	$3,7 \cdot 10^{11}$
Относительная доля скорости делений:	
в активной зоне	0,765
в зоне воспроизводства	0,167
в кольцевом зазоре с топливной солью	0,056
в отражателе	0,012
Количество тория в контуре, т	88,6
Количество делящегося материала в контуре, кг:	1508
в том числе:	
^{233}U	1286
^{235}U	112
^{233}Pa	110
Температурный коэффициент реактивности, $\left(\frac{\Delta k}{k}\right) / ^\circ\text{C}$:	
полный	$-0,9 \cdot 10^{-5}$
топливной соли	$-3,3 \cdot 10^{-5}$
замедлителя	$+2,4 \cdot 10^{-5}$
Плотностной коэффициент реактивности топливной соли, $\left(\frac{\Delta k}{k}\right) / \left(\frac{\Delta m}{m}\right)$	-0,03

Таблица 14

Скорость выведения продуктов деления из топлива MSBR [76]

Элемент	Период цикла выведения
Kr, Xe	20 с
Se, Nb, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Sb, Te, Zr	20 с
Pa, Cd, In, Sn	3 сут
Y, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd	50 сут
Sr, Rb, Cs, Ba	5 лет
B, I	5 сут

Таблица 15

Баланс нейтронов в MSBR [77]

Элемент	Концентрация в топливной соли 10^{24} ат/см ³	Число поглощений (захват + деление)*	Число делений*	Элемент	Концентрация в топливной соли 10^{24} ат/см ³	Число поглощений (захват + деление)*	Число делений*
²³² Th	$3,75 \cdot 10^{-3}$	0,9779	0,0030	⁶ Li	$1,95 \cdot 10^{-7}$	0,0035	—
²³³ Pa	$3,88 \cdot 10^{-7}$	0,0016	—	⁷ Li	$2,24 \cdot 10^{-2}$	0,0157	—
²³³ U	$6,64 \cdot 10^{-5}$	0,9152	0,8163	⁹ Be	$5,00 \cdot 10^{-3}$	0,0070	0,0045 (n, 2n)- реакция)
²³⁴ U	$2,31 \cdot 10^{-5}$	0,0804	0,0004	¹⁹ F	$4,77 \cdot 10^{-2}$	0,0201	—
²³⁵ U	$6,01 \cdot 10^{-6}$	0,0747	0,0609	Графит	—	0,0513	—
²³⁶ U	$6,21 \cdot 10^{-6}$	0,0085	—	Продукты деления	—	0,0202	—
²³⁷ Np	$8,59 \cdot 10^{-7}$	0,0074	—	Утечка	—	0,0244	—
²³⁸ Pu	$6,10 \cdot 10^{-6}$	0,0074	—	Итого		2,2285	
²³⁹ Pu	$1,29 \cdot 10^{-7}$	0,0073	0,0045				
²⁴⁰ Pu	$6,83 \cdot 10^{-8}$	0,0027	—				
²⁴¹ Pu	$6,21 \cdot 10^{-8}$	0,0027	—				
²⁴² Pu	$1,23 \cdot 10^{-7}$	0,0006	—				

* Нормировано на один поглощенный нейтрон в (²³³U+²³⁵U+²³⁹Pu+²⁴¹Pu).

Таблица 16

Равновесные концентрации продуктов деления в топливной соли MSBR [77]

Элемент	Концентрация в топливной соли, 10^{24} ат/см ³	Число поглощений нейтронов*	Элемент	Концентрация в топливной соли, 10^{24} ат/см ³	Число поглощений нейтронов*
¹³⁵ Xe	—	$5,0 \cdot 10^{-3}$	¹⁵⁰ Sm	$4,6 \cdot 10^{-8}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$
¹⁴⁹ Sm	$4,5 \cdot 10^{-9}$	$6,5 \cdot 10^{-3}$	¹⁴¹ Pg	$2,0 \cdot 10^{-7}$	$5,8 \cdot 10^{-5}$
¹⁴³ Nd	$2,4 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	¹⁸⁷ Ba	$5,1 \cdot 10^{-7}$	$4,9 \cdot 10^{-5}$
¹⁵¹ Sm	$1,3 \cdot 10^{-8}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	¹³⁹ La	$1,7 \cdot 10^{-7}$	$3,3 \cdot 10^{-5}$
¹⁴⁷ Pm	$8,2 \cdot 10^{-8}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	¹⁵² Sm	$2,2 \cdot 10^{-8}$	$2,9 \cdot 10^{-5}$
¹⁵³ Eu	$5,7 \cdot 10^{-8}$	$7,5 \cdot 10^{-4}$	¹⁴⁴ Ce	$2,6 \cdot 10^{-7}$	$2,9 \cdot 10^{-5}$
¹⁵⁵ Eu	$2,7 \cdot 10^{-9}$	$7,0 \cdot 10^{-4}$	⁹¹ Zr	$4,6 \cdot 10^{-7}$	$2,8 \cdot 10^{-5}$
¹⁴⁸ Pm	$1,3 \cdot 10^{-9}$	$5,4 \cdot 10^{-4}$	¹⁴⁰ Ba	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$2,4 \cdot 10^{-7}$
¹⁵⁴ Eu	$1,7 \cdot 10^{-8}$	$4,9 \cdot 10^{-4}$	Другие продукты деления		$5,1 \cdot 10^{-4}$
¹⁴⁵ Nd	$2,1 \cdot 10^{-7}$	$4,2 \cdot 10^{-4}$	Итого		$20,2 \cdot 10^{-3}$
¹⁴³ Pm	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$2,3 \cdot 10^{-4}$			
⁹³ Zr	$1,7 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-4}$			
⁹⁰ Sr	$8,5 \cdot 10^{-6}$	$2,1 \cdot 10^{-4}$			

* Нормировано на один нейтрон, поглощенный в (²³³U+²³⁵U+²³⁹Pu+²⁴¹Pu).

Как видно из табл. 13, КВ в MSBR равен 1,062 при удельной загрузке топливом $G_{уд} = 1,51$ кг/МВт (эл). Эти параметры реактора обеспечивают при коэффициенте нагрузки 0,8 время удвоения топлива $T_2 = 21$ год.

Выведение из соли газообразных продуктов деления (Xe, Kr) и частично «благородных» металлов осуществляется в системе отвода газов. Редкоземельные элементы и Pa выводятся в системе переработки топлива. Остальные продукты деления из топливной соли не выводятся, а по мере их накопления соль заменяется на свежую с периодом 3000 дней. При таком периоде замены соли Th используется на 11,5%. Извлечение из сбрасываемой соли каких-либо других элементов, кроме U, представляется экономически нецелесообразным [78].

Полный изотермический температурный коэффициент реактивности MSBR отрицателен ($-0,9 \cdot 10^{-5} \frac{\Delta k}{k} / ^\circ\text{C}$), хотя и меньше по абсолютному значению, чем у MSRE (см. § 6). Основной вклад в коэффициент реактивности дает отрицательный температурный коэффициент, связанный с доплеровским уширением резонансных уровней Th ($-4,4 \cdot 10^{-5} \frac{\Delta k}{k} / ^\circ\text{C}$).

Этот эффект преобладает над положительным вкладом от температурной зависимости нейтронных сечений топливной соли ($+0,3 \cdot 10^{-5} \frac{\Delta k}{k} / ^\circ\text{C}$), изменения плотности топливной соли

($+8 \cdot 10^{-5} \frac{\Delta k}{k} / ^\circ\text{C}$) и положительным температурным коэффициентом замедлителя ($+2,4 \cdot 10^{-5} \frac{\Delta k}{k} / ^\circ\text{C}$) [78, 79]. Мгновенный

топливный коэффициент реактивности отрицателен и имеет значение $-3,3 \cdot 10^{-5} \frac{\Delta k}{k} / ^\circ\text{C}$. Этот температурный коэффициент определяет динамику реактора в первые несколько секунд после начала переходного процесса. Малый вклад в температурный коэффициент реактивности при изменении плотности топливной соли возникает из-за положительного пустотного коэффициента реактивности, связанного с наличием в топливной соли пузырьков газа.

Нейтронно-физический расчет реактора производился в двухмерном многогрупповом диффузионном приближении. Результаты таких расчетов, выполненные для реактора MSRE, оказались в хорошем согласии с экспериментальными измененными критическими концентрациями элементов, входящих в композицию MSRE (табл. 4). При вычислении КВ наибольший вклад в ошибку дает неопределенность значения η в спектре MSBR ($\pm 0,012$). Неопределенность сечений дру-

гих элементов относительно мало влияет на ошибку, так что полная неопределенность вычисленного значения КВ для MSBR составляет $\pm 0,016$ [80].

§ 13. ЗАПУСК И РАБОТА MSBR НА ПЕРВОЙ ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКЕ

Параметры MSBR, обсуждаемые в § 12, относятся к равновесному топливному циклу. Однако запуск реактора и его работа на первой топливной загрузке могут происходить и при другом составе и композиции топлива. Можно рассматривать запуск нового реактора на различном топливе, таком, как ^{235}U , ^{239}Pu или ^{233}U . В последнем случае параметры реактора при работе на первой топливной загрузке будут отличаться от параметров равновесного топливного цикла только в результате того, что в новом реакторе продукты деления еще не достигли своих равновесных концентраций. При запуске же реактора на ^{235}U или Pu эти параметры, естественно, будут другими [76].

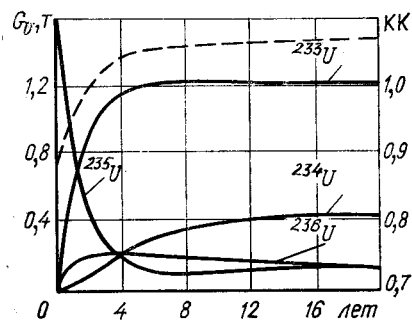


Рис. 30. Изменение во времени изотопного состава урана (G_{U}) и КК (KK) при запуске MSBR на ^{235}U (G_{U} — загрузка урана)

коэффициента конверсии топлива (КК) меньше единицы*. Однако вскоре после запуска реактора начинается наработка ^{233}U , и КК увеличивается. Изменение изотопного состава топлива и КК со временем показано на рис. 30. Усредненное по всему времени жизни реактора (30 лет) значение КВ топлива меньше, чем его значение при равновесном топливном цикле примерно на 0,018.

Запуск на ^{239}Pu . В соли-носителе топлива, циркулирующей в первом контуре MSBR, может быть растворено при рассматриваемых температурах до 1% PuF_3 . Такой молярной концентрации Pu более чем достаточно для обеспечения критичности реактора. Запуск MSBR на Pu будем рассматривать с таким изотопным составом, который обычно получается в легководных реакторах (в %): 59,7 ^{239}Pu ; 24,1 ^{240}Pu ;

* Рассматривается состав топливной соли, такой же, как и при равновесном топливном цикле, за исключением самого делящегося горючего.

12,2 ^{241}Pu и 4,0 ^{242}Pu . Изотопы Pu очень быстро сгорают в потоке нейтронов. Однако пополнять загрузку плутония необходимо только до тех пор, пока производство ^{233}U не достигнет значения достаточного для самообеспечения реактора. С этого момента концентрация ^{239}Pu , ^{240}Pu и ^{241}Pu начинает быстро уменьшаться, а концентрация ^{242}Pu из-за существенно меньшего сечения захвата нейтронов убывает значительно медленнее. Этот процесс происходит до тех пор, пока Pu не перестанет давать положительный вклад в реактивность. При достижении этого момента (через четыре года после запуска)

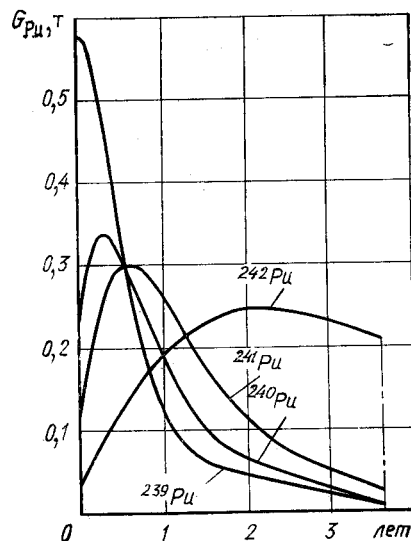


Рис. 31. Изменение во времени изотопного состава плутония при запуске MSBR на Pu (G_{Pu} — загрузка плутония)

Рис. 32. Изменение во времени загрузки плутония G , изотопного состава урана и КК при запуске MSBR на Pu

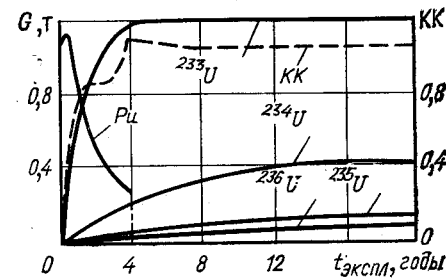


Рис. 32. Изменение во времени загрузки плутония G , изотопного состава урана и КК при запуске MSBR на Pu

Pu выводится из циркулирующей топливной соли, и реактор продолжает работать уже только на ^{233}U . Концентрации ^{234}U , ^{235}U и ^{236}U в это время еще имеют более низкие значения, чем равновесные, и поэтому асимптотическое значение КВ достигается сверху. Эти особенности запуска реактора на Pu проиллюстрированы на рис. 31 и 32.

Усредненное по 30-летнему периоду работы реактора значение КВ меньше равновесного значения на 0,008.

§ 14. ЭКОНОМИЧЕСКАЯ ЭФФЕКТИВНОСТЬ MSBR

Оценить экономическую эффективность ЖСР на современном этапе их развития довольно трудно. Эта трудность, во-первых, связана с тем, что процессы переработки топлива MSBR еще не реализованы на промышленных установках, и поэтому стоимость их весьма неопределенна. Это же относит-

Топливная составляющая стоимости электроэнергии
для реакторов различных типов
с электрической мощностью 1000 МВт [13]

Тип реактора	Удельная загрузка Pu или U, кг/МВт(эл)	КВ	Глубина выгорания, МВт·сут/кг	Топливная составляющая, 10^{-3} долл/(кВт·ч(эл))
Легководные реакторы под давлением (PWR)	2,90	0,55	34,0	7,65
Легководные реакторы-размножители (LWBR)	4,28	1,01	16,3	13,79
Тяжеловодные реакторы на естественном уране (HWR, CANDU)	—	0,71	7,5	8,48
Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (HTGR)	2,82	0,65	100,0	6,36
Жидкометаллические реакторы-размножители на быстрых нейтронах 1-го этапа (LMFBR)	3,95	1,15	110,0	3,89
Жидкометаллические реакторы-размножители на быстрых нейтронах следующего поколения (LMFBR)	3,09	1,25	110,0	2,27
Газоохлаждаемые реакторы-размножители на быстрых нейтронах (GCFR)	4,95	1,45	100,0	3,13
Жидкосолевые ториевые реакторы-размножители на тепловых нейтронах (MSBR)	1,50	1,06	—	3,25

ся и к части оборудования энергоустановки. Во-вторых, ЖСР сегодня находятся только на стадии экспериментальной разработки. Их внедрение в систему ядерной энергетики будет, по-видимому, возможно не раньше, чем через 10—15 лет. Поэтому оценка их стоимости связана также с неопределенностью стоимости материалов и строительства, которые непрерывно меняются.

Тем не менее оценка стоимости топливного цикла и капитального строительства ЖСР представляет интерес по крайней мере с точки зрения определения их относительного места среди других энергетических реакторов.

Стоимость топливного цикла (в долл/кг) MSBR оценена на основе предполагаемых цен 1980 г. на топливное сырье и обогащенное горючее [13, 81]:

Урановые руды U_3O_8	110
Th	25
LiF (обогащение 99,995% по 7Li)	44
BeF ₂	22
D ₂ O	143
^{235}U	59 000
^{233}U	68 000
^{239}Pu и ^{241}Pu	40 000

Стоимость топливной соли рассчитывалась на основе этих цен и расхода соответствующих материалов, заложенных в проект MSBR. Отдельно учитывалась стоимость избыточной обработки делящихся материалов. Стоимость процессов переработки топлива оценена на основе стоимости аналогичных процессов для уран-плутониевого топливного цикла. Раскладка стоимости топливного цикла MSBR (в которую включена также стоимость замены графитового замедлителя каждые четыре года) в долл/(кВт·ч(эл)) приведена ниже [13]:

Топливная загрузка	$2,47 \cdot 10^{-3}$
Загрузка соли	$0,12 \cdot 10^{-3}$
Переработка топлива	$0,96 \cdot 10^{-3}$
Замена графита	$0,17 \cdot 10^{-3}$
Стоимость воспроизведенного топлива	$-0,47 \cdot 10^{-3}$
Полная стоимость	$3,25 \cdot 10^{-3}$

Отсюда видно, что основной вклад в топливную составляющую вносит стоимость самой топливной загрузки ($\sim 62\%$), а стоимость переработки топлива составляет $\sim 30\%$ от полной стоимости топливного цикла. В то же время стоимость замены графита дает вклад в топливную составляющую только около 5%. Это означает, что стоимость самого графита и время его жизни в реакторе не оказывают существенного влияния на экономику ЖСР.

Анализ данных табл. 17 показывает, что топливная составляющая MSBR существенно ниже топливной составляющей

реакторов PWR, несколько ниже, чем у LMFBR первого этапа, сравнима с этой величиной у GCFR и только немного выше, чем у LMFBR следующего поколения.

В основу оценки капиталовложений в строительство АЭС с реактором MSBR положены методы, используемые в США при расчетах стоимости строительства современных АЭС. Электростанция с MSBR частично включает элементы обычных АЭС. Стоимость остальных элементов, характерных только для MSBR, оценена более ориентировочно. На основе цен 1969 г. Е. С. Беттис и Р. С. Робертсон произвели оценку капитальной составляющей MSBR [75], получив значение капиталовложений 159 долл/кВт(эл). Эта цифра сравнима с капиталовложениями в строительство современных легководных реакторов типа PWR (140—160 долл/кВт(эл)) [82, 83]. Из табл. 18 видно, что строительство самого реактора и инженерных сооружений (инфраструктуры АЭС) для MSBR обходится дороже, чем для PWR, на 12—15%, однако стоимость

Таблица 18

Раскладка стоимости строительства АЭС
с реакторами типа MSBR и PWR [84]*

Статья расхода	PWR	MSBR
Реактор с первым и вторым контуром теплоносителя	1	1,150
Машинный зал	0,865	0,670
Электрооборудование	0,162	0,162
Земля, здания, инженерные сооружения	0,414	0,467
Полная стоимость	2,441	2,449

* В единицах стоимости реактора PWR.

машинного зала для MSBR меньше, так как более высокие параметры пара позволяют достигнуть более высокого КПД (44% для MSBR по сравнению с 34% для PWR) и использовать современные высокоскоростные турбогенераторы, имеющие более низкую удельную стоимость. Это компенсирует более высокую стоимость реактора и приводит полную стоимость строительства АЭС примерно к такой же величине, что и для PWR.

§ 15. ПУТИ УВЕЛИЧЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ЖИДКОСОЛЕВЫХ РЕАКТОРОВ-РАЗМНОЖИТЕЛЕЙ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

Рассмотренный в предыдущих параграфах проект MSBR не исчерпывает всех возможностей, заложенных в этой схеме. Целью этого проекта было показать, что даже при не слишком напряженных параметрах энергоустановки ЖСР обладают такими характеристиками, которые позволяют рассматривать их как одно из возможных перспективных направлений развития ядерной энергетики. Эффективность жидкосолевых реакторов-размножителей можно увеличить различными путями. Рассмотрим некоторые из них.

Двухпетлевой жидкосолевой реактор. В проекте MSBR рассматривалась однопетлевая схема циркуляции топлива и сырья для воспроизводства горючего через реактор. Принципиальным недостатком такого моножидкостного реактора является наличие большого количества делящегося материала в зоне воспроизводства, где он используется менее эффективно, чем в активной зоне. Это приводит к худшему соотношению между удельной загрузкой топлива и КВ горючего, чем в реакторе, где делящееся горючее и сырье для воспроизводства распределены оптимальным образом.

Для того чтобы получить оптимальное распределение, можно организовать двухпетлевую систему циркуляции расплавленной соли через реактор. Через зону воспроизводства в таком двухпетлевом реакторе циркулирует соль, содержащая только сырье для воспроизводства горючего, а соль, циркулирующая через активную зону, содержит и ядерное горючее, и сырье. Такой реактор будет обладать лучшими нейтронно-физическими параметрами, чем моножидкостной реактор, благодаря сочетанию максимально возможной эффективности зоны воспроизводства с минимальной топливной загрузкой. Анализ двухпетлевого реактора показывает, что в нем можно достигнуть $KB = (1,07 \div 1,08)$ при одновременном уменьшении загрузки топлива. Стоимость топливного цикла для него по крайней мере так же низка, как и для однопетлевого реактора [76, 85].

Недостатком двухпетлевого реактора является более сложная конструкция, которая предусматривает организацию двух независимых контуров циркуляции расплавленной соли в реакторе и затрудняет инженерное решение периодической замены графита в активной зоне. Именно эти причины и заставили на первом этапе рассматривать более простой в конструкционном отношении однопетлевой моножидкостной реактор [75].

Увеличение единичной мощности реактора. Эффективность зоны воспроизводства, окружающей активную зону реактора, очень сильно зависит от ее толщины. Зона воспроизводства в моножидкостном реакторе содержит тем большую долю топливной загрузки, чем меньше размеры реактора. Поскольку плотность энерговыделения в активной зоне ограничена временем жизни графита, то увеличение полной мощности реактора ведет к увеличению размеров активной зоны. В результате этого удельная загрузка топливом уменьшается, а КВ увеличивается, если реактор оптимизирован по всем остальным параметрам. Сравнение параметров ЖСР с различной единичной мощностью, приведенных в табл. 19, показывает, что увеличение мощности жидкосолевого реактора-размножителя ведет к существенному улучшению его характеристик.

Увеличение удельной мощности реактора. Уменьшение времени удвоения топлива в реакторе-размножителе может быть достигнуто также прямым увеличением удельной мощности реактора. Правда, это приведет к увеличению потока нейтронов в активной зоне и тем самым к ускорению радиационного повреждения графита, что потребует более частой его замены. Однако конструкция реактора позволяет производить эту замену достаточно быстро, не снижая существенно коэффициента загрузки. Поэтому этот путь может оказаться достаточно эффективным.

Таблица 19

Параметры моножидкостного MSBR
при различной единичной мощности W , МВт(эл) [76]

Параметр	$W=500$	$W=1000$	$W=2000$	$W=4000$
Высота активной зоны, м	2,88	3,35	5,3	7,0
Диаметр активной зоны, м	3,18	4,4	5,9	7,8
Удельный объем топливной соли, л/МВт(эл)	49,5	47,5	46,0	43,7
Удельная загрузка топлива, кг/МВт(эл)	1,65	1,47	1,36	1,28
Максимальная плотность энерговыделения, Вт/см ³	62,2	65,2	66,1	65,9
Максимальная плотность потока быстрых нейтронов, 10^{14} нейтр./ (см ² ·с)	3,04	3,20	3,25	3,24
Время жизни графита при коэффициенте нагрузки 0,8, годы	4,3	4,1	4,0	4,0
Коэффициент воспроизводства (КВ)	1,043	1,065	1,076	1,087
Время удвоения топлива, годы	35,6	21,0	16,6	13,7
Ежегодный выход топлива, %	1,99	3,34	4,28	4,95
Коэффициент сохранения (КС), (МВт(тепл)/кг) ²	8,0	15,1	21,0	25,9

Увеличение удельной мощности может быть достигнуто несколькими путями. Один из них — увеличение скорости циркуляции топлива через реактор. В проекте MSBR максимальная скорость циркуляции топливной соли в активной зоне составляет 2,6 м/с. Это не слишком большая скорость, и она может быть увеличена в 1,5—2 раза.

Второй путь — увеличение подогрева топливной соли в реакторе. Средняя температура активной зоны в этом случае увеличится, поскольку температуру соли на входе в реактор снижать нельзя. Радиационная стойкость графита и совместимость топливной соли с хастеллоем при увеличении температуры ухудшаются. Поэтому этот путь кажется менее предпочтительным. Однако главная проблема — увеличение стойкости конструкционных материалов. Создание в будущем более стойких к радиационному воздействию сортов графита и более коррозионностойких и жаростойких металлических сплавов может существенно улучшить параметры жидкосолевых реакторов-размножителей.

Рассмотренные способы увеличения удельной мощности связаны с увеличением плотности энерговыделения и потока нейтронов в активной зоне реактора. Другой путь увеличения удельной мощности связан с уменьшением полной загрузки топливной соли в контуре циркуляции. Загрузка топливной соли в реакторе составляет примерно меньше половины полной

загрузки соли в контуре. Поэтому если топливную соль разместить только в активной зоне, а теплоотвод обеспечить каким-либо другим способом (но без введения конструкционных материалов в активную зону), то топливная загрузка в системе уменьшится почти в 2 раза. Такой отвод тепла может быть осуществлен, например, продувкой через расплавленную соль, находящуюся в активной зоне, гелия или какого-либо другого газа, не взаимодействующего с солью. При этом в качестве теплоносителя первого контура будет теперь использоваться не сама топливная соль, а газ, циркулирующий через реактор.

Увеличение КВ. Увеличение выхода вторичного топлива в ЖСР может быть достигнуто, кроме того, увеличением КВ. В этом направлении также есть некоторые резервы.

В общем балансе нейтронов в MSBR (см. табл. 15) около 8% поглощений приходится на ²³⁴U, а на всю цепочку, следующую за ²³⁴U, — еще 9,3% поглощений. Захват нейтронов в ²³⁴U приводит к образованию ²³⁵U, который дает значительно меньше вторичных нейтронов при делении, чем ²³³U. Поэтому если из топливной соли непрерывно выводить ²³⁴U, это приведет к увеличению (КВ—1) в 1,5—2 раза в зависимости от степени очистки U. Извлечение ²³⁴U может быть осуществлено включением в систему установки, разделяющей изотопы. Организация процесса разделения изотопов облегчается тем, что U выводится из топливной соли уже в виде газообразного соединения — UF₆.

Разделение изотопов U конечно вызовет удорожание топливного цикла, но увеличение выхода вторичного топлива в принципе может компенсировать это. Однако здесь, как впрочем и для всех описанных выше способов увеличения эффективности реактора, требуется проведение тщательных экономических расчетов.

Таким образом, оставляя пока в стороне вопросы экономики, можно утверждать, что комплекс вышеописанных мероприятий может привести к уменьшению времени удвоения топлива в жидкосолевым реакторе-размножителе в несколько раз. Например, оценки, выполненные Л. Рейчлом [13], для так называемого реактора MSBR 2000-го года показывают, что при увеличении температуры топливной соли на выходе из реактора до 815°С и интенсификации процессов выведения продуктов деления и отвода тепла от топливной соли можно снизить удельную загрузку топливом до 0,385 по сравнению с 0,67 кг/МВт(тепл) для MSBR-1000, что при КВ=1,08 обеспечит время удвоения топлива $T_2=10$ лет. Это означает, что жидкосолевым реактор-размножитель на тепловых нейтронах может рассматриваться как альтернатива жидкометаллическим реакторам-размножителям на быстрых нейтронах в ядерной энергетике будущего.

**ЖИДКОСОЛЕВЫЕ РЕАКТОРЫ
РАЗЛИЧНОГО НАЗНАЧЕНИЯ**

§ 16. ЖИДКОСОЛЕВЫЕ КОНВЕРТЕРЫ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

Жидкосольевые ядерные реакторы могут иметь очень широкий спектр различных применений. Они могут работать не только в качестве описанного в предыдущей главе реактора-размножителя, но и в высокоэффективном конвертерном режиме; использоваться для АЭС, работающих в режиме переменных нагрузок; обеспечивать высокотемпературным теплом различные технологические процессы и т. д.

Расширенное воспроизводство топлива в уран-ториевом ЖСР на тепловых нейтронах может быть достигнуто только при условии непрерывного выведения из активной зоны Pa и отравляющих продуктов деления. Однако в таком реакторе может быть обеспечена достаточно низкая стоимость топливного цикла и без выведения этих продуктов [24]. В этом случае ЖСР будет работать уже не в бридерном, а в конвертерном режиме. При таком режиме работы топливная соль периодически заменяется на свежую, а U, воспроизводимый из Th, извлекается из отработанной топливной соли и возвращается в реактор. Подпитка делящимся горючим для поддержания критичности может производиться или ^{235}U , или Pu. Единственным процессом непрерывной очистки топлива, который остается в такой системе, является процесс непрерывного выведения газообразных продуктов деления (Xe, Kr), который был освоен при работе с MSRE (см. § 6).

Состав топливной соли и композиция активной зоны конвертерного реактора могут быть точно такими же, как и у MSBR. Стоимость топливного цикла для этого реактора в первую очередь зависит от частоты замены топливной соли и частоты замены графитового замедлителя. Время жизни графита определяется плотностью энерговыделения в активной зоне. Если рассматривать реакторы с большими размерами активной зоны (чтобы плотность энерговыделения не превышала 8 Вт/см^3), то графит наберет предельно допустимый флюенс ($3 \cdot 10^{22}$ нейтр/см²) при коэффициенте нагрузки 0,8 за 30 лет, т. е. за время полного ресурса реактора [37]. Мы будем рассматривать характеристики именно таких больших конвертерных реакторов, в которых замена графита не предусматривается.

КВ для ЖСР зависит от концентрации продуктов деления в топливной соли, которая, в свою очередь, определяется скоростью выведения этих продуктов из соли. Из рис. 33 видно, что увеличение периода выведения редких земель от 10 суток до одного года приводит к уменьшению КВ не более чем на 10%. Очевидно, что при достаточно частой замене топливной соли концентрацию продуктов деления можно в принципе поддерживать на любом уровне. Поэтому вопрос состоит не в том, достижимо ли то или иное значение КВ физически, а в том, является ли оно экономически целесообразным.

Эффективность конвертерного реактора зависит от объемной доли соли в активной зоне, концентрации Th в топливной соли, продолжительности топливного цикла и выбора делящегося горючего для первой топливной загрузки и подпитки реактора. Исследование влияния каждого из этих параметров показывает, что оптимальная объемная доля топливной соли в активной зоне составляет 12%, а длительность топливного цикла имеет оптимальное значение в области шести лет.

При изменении концентрации Th в топливной соли изменяется доля поглощений нейтронов в делящихся и сырьевых материалах. Поэтому при увеличении концентрации тория КК увеличивается ценой увеличения топливной загрузки. Из рис. 34 видно, что первая топливная загрузка ^{235}U и Pu (с переходом на уран после четырех лет работы) дает очень близкие результаты. Это связано с тем, что ^{233}U очень быстро становится основным делящимся изотопом в обоих случаях. Соотношения между стоимостью топливного цикла и КК для этих же составов топливной соли приведены на рис. 35. Коэффициент конверсии, соответствующий минимальной стоимости топливного цикла, лежит в области 0,8—0,85 при молярной концентрации Th в топливной соли около 6%.

Технологические проблемы, связанные со строительством и эксплуатацией жидкосольевых конвертеров, те же, что и для жидкосольевых размножителей, за исключением переработки топлива, которая здесь почти полностью отсутствует. Иными

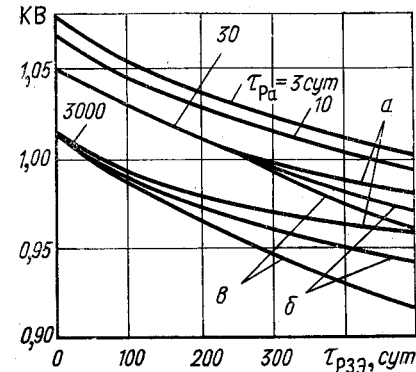


Рис. 33. Зависимость КВ от периода выведения редкоземельных элементов τ_{Pz} в ЖСР при различных периодах выведения протактиния: а — подпитка реактора ^{235}U ; б — Pu; в — ^{235}U

словами, конвертерный ЖСР является просто упрощенным вариантом жидкосолевого реактора-размножителя. И представляется целесообразным начать освоение таких реакторов именно с более простых конвертеров, с тем, чтобы в дальнейшем перевести их на режим расширенного воспроизводства, присоединив к ним соответствующие установки, перерабатывающие топливо. Отметим также, что жидкосольевой конвертер может работать и на уран-плутониевом топливном цикле. Правда, в этом случае его КК будет несколько меньше.

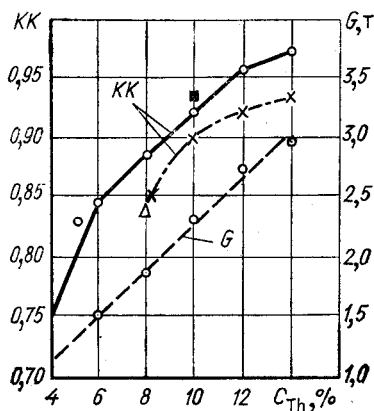


Рис. 34. Зависимость КК и загрузки топливом G от молярной концентрации Th в топливной соли MSCR для 6-летнего топливного цикла:

○ — запуск и подпитка плутонием с переключением на уран-235 через четыре года (диаметр активной зоны 9 м); ■ — запуск и подпитка ураном-235 (диаметр активной зоны 9 м); × — запуск и подпитка плутонием без переключения на уран (диаметр активной зоны 7,1 м); △ — запуск и подпитка ураном (диаметр активной зоны 6,85 м) [24]

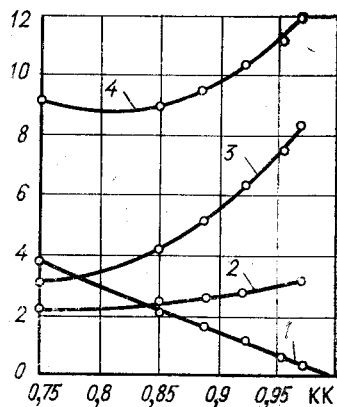


Рис. 35. Стоимость топливного цикла MSCR (в условных единицах) в зависимости от КК при 6-летнем топливном цикле: 1 — стоимость споревшего топлива; 2 — стоимость загрузки и замены соли; 3 — стоимость топливной загрузки; 4 — полная стоимость

Представляет интерес рассмотреть работу ЖСР без переработки топлива при максимально возможном периоде замены топливной соли. Для реактора типа MSBR-1000 загрузка топливной солью составляет 162 т. Предельно допустимое содержание продуктов деления ограничено их растворимостью в соли и составляет 8 т [81]. Такое количество накапливается в реакторе за 12 лет работы при коэффициенте загрузки $L=0,8$, а глубина выгорания топлива достигает в этом случае 94,0 МВт·сут/кг.

Из табл. 20 видно, что средний КВ в ЖСР составляет 0,823, в то время как для реакторов ВВЭР и РБМК он не превышает 0,64—0,65. Количество необходимого для подпитки реак-

Параметры ядерных реакторов на тепловых нейтронах и потребление ими топлива за 12 лет работы

Параметр	ЖСР-1000 [81]	ВВЭР-1000 [2]	РБМК-1000 [2]
Тепловая мощность, МВт	2250	3000	3200
Электрическая мощность, МВт	1000	1000	1000
Полный тепловой КПД, %	44,0	33,3	31,25
Горючее	$^{233}UF_4 + ^{235}UF_4$	$^{235}UO_2 + PuO_2$	$^{235}UO_2 + PuO_2$
Обогащение по ^{235}U , %	90,0	4,4	1,8
Средняя глубина выгорания, МВт·сут/кг	94,0	40,0	18,5
Начальная загрузка ^{235}U , кг	1671	—	—
Равновесная загрузка делящимся горючим, кг	—	2904	3240
Количество потребленного извне ^{235}U , кг	2012	9680	6255
Количество наработанных продуктов деления, кг	8212	10980	11704
Количество делящихся изотопов в отработанном горючем, кг:			
^{233}U	1191	—	—
^{233}Pa	69	—	—
^{235}U	701	2797	2189
^{239}Pu	—	2242	2617
Среднее время кампании, лет	12	3,0	3,5
КВ	0,823	0,648	0,642
Начальный запас реактивности, %	<1,0	22,5	20,0
Количество израсходованного ^{235}U за 12 лет с учетом вклада начальной загрузки при ресурсе реактора 30 лет, кг	3683	10841	7551

тора ^{235}U для ЖСР в 2—3 раза меньше по сравнению с ВВЭР и РБМК, а глубина выгорания топлива в 2,4 раза больше, чем у ВВЭР и в 5 раз больше, чем у РБМК. Поскольку капитальные составляющие стоимости электроэнергии для ЖСР типа MSBR и PWR соизмеримы (см. § 14), а использование ЖСР даст выигрыш в топливной составляющей, то и экономичность такого жидкосолевого конвертера будет более высокой, чем у современных водо-водяных реакторов.

§ 17. РАБОТА ЖСР В РЕЖИМЕ ПЕРЕМЕННЫХ НАГРУЗОК

Увеличение доли ядерной энергетики в полном энергетическом балансе производства электроэнергии с неизбежностью приводит к требованию, чтобы по крайней мере часть АЭС могла работать в режиме так называемых полупиковых на-

грузок, т. е. периодически изменять выходную мощность в зависимости от изменения потребностей в электроэнергии. Такая ядерная энергоустановка должна иметь возможность останавливаться на 6—8 ч ежедневно с последующим набором мощности до максимальной примерно за один час, а также останавливаться на одни-два суток в нерабочие дни недели. Кроме того, изменение потребностей в электроэнергии в течение рабочего дня делает необходимым периодическое изменение мощности полупиковой электростанции в пределах 30—100% номинальной мощности (регулируемый диапазон) за время 10—20 мин. Небольшие изменения мощности в пределах $\pm 10\%$ должны быть осуществлены достаточно быстро (~ 5 с).

Обеспечение работы в таком режиме современных АЭС с реакторами типа ВВЭР или РБМК связано с определенными техническими трудностями, главными из которых являются термоциклические напряжения в элементах конструкции, возникающие при периодическом изменении мощности реактора, и ксеноновое отравление при уменьшении мощности реактора (так называемая иодная яма). Например, в ВВЭР-1000 температура на оси твэла при изменении мощности от 10 до 100% номинального значения меняется от 600 до 3000°C, что приводит к соответствующему изменению термических напряжений в элементах конструкции твэла. В реакторе типа РБМК массивные графитовые блоки замедлителя еще более чувствительны к изменению термических напряжений при изменении мощности реактора.

Ксеноновое отравление через 9 ч после остановки ВВЭР-1000 приводит к уменьшению его реактивности на 3%, и только через 50 ч после остановки реактора эта реактивность вновь восстанавливается до исходного (в момент остановки реактора) значения. Чтобы запустить реактор через 6—8 ч после его остановки, стержни регулирования должны обладать достаточно большим весом, а это приводит к сильному перекошу тепловыделения в активной зоне. Другой способ компенсации реактивности — периодическое изменение концентрации растворенного в теплоносителе поглотителя нейтронов (например, бора) — трудно осуществить при ежесуточной остановке и запуске реактора.

По-иному обстоит дело для ЖСР с циркулирующим горючим. В реакторах с жидким топливом никаких термоциклических напряжений в самом топливе не возникает, а возможность изменять расход циркулирующего топлива в процессе регулирования мощности позволяет сохранять поле температур в контуре циркуляции топлива постоянным при любом режиме изменения мощности реактора. Возможность непрерывного выведения Xe из топливной соли практически решает проблему «иодной ямы», и, наконец, высокие темпе-

ратуры топлива-теплоносителя (700—900°C) позволяют использовать в ядерной установке газотурбинные преобразователи энергии, для которых режим переменных нагрузок может быть обеспечен значительно легче, чем для паротурбогенераторов.

Исходя из этих особенностей ЖСР, проанализируем, как решается проблема их работы в режиме переменных нагрузок в реакторе типа MSBR, который для рассматриваемых целей может работать в конвертерном режиме без полной переработки топлива.

Динамика MSBR-1000 определяется наличием обратных связей, возникающих вследствие мгновенного отрицательного температурного коэффициента реактивности топливной соли ($-3,3 \cdot 10^{-5} 1/^\circ\text{C}$) и положительного температурного коэффициента реактивности графитового замедлителя ($2,2 \cdot 10^{-5} 1/^\circ\text{C}$); изменением концентрации Xe в топливной соли в зависимости от мощности реактора и изменением эффективной доли запаздывающих нейтронов при изменении скорости циркуляции топливной соли через активную зону. Можно показать, что если расход циркулирующего топлива через активную зону реактора изменять в процессе регулирования по тому же временному закону, что и мощность реактора, то поле температур в контуре циркуляции топливной соли остается постоянным при любом уровне мощности [19]. Изменение мощности реактора в этом случае может быть обеспечено соответствующим изменением реактивности $\rho_0(t)$, создаваемой стержнями регулирования. Эта реактивность компенсирует обратные связи и создает в системе результирующую реактивность, обеспечивающую необходимый закон изменения мощности.

Таблица 21
Характеристика режимов изменения мощности ЖСР

Характеристика	Режим I	Режим II
Время изменения мощности	1 ч	15 мин
Диапазон изменения мощности, %	3,5—100	30—100
Средняя скорость изменения мощности и расхода горючего, %/мин	1,58	4,7
Максимальная полная реактивность в процессе регулирования, % $\Delta k/k$	0,0325	0,0085
Максимальная реактивность ρ_0 , вносимая стержнями регулирования, % $\Delta k/k$	0,0815	0,020

В табл. 21 приведены результаты расчетов двух режимов изменения мощности реактора MSBR-1000. Для режима I, обеспечивающего ежесуточную остановку реактора, выбрана

минимальная мощность $0,035 P_0$ [$P_0=2250$ МВт(тепл)], на которой реактор работает в течение ночного останова. Эта мощность используется реактором на собственные нужды; таким образом, реактор в ночные часы находится в горячем режиме, полностью обеспечивая собственные нужды в энергии, расходуемой на принудительную циркуляцию топлива, его переработку, систему регулирования и т. п.

Из табл. 21 видно, что режим I является более напряженным в отношении вводимой в реактор величины реактивности, однако режим II требует большей скорости изменения расхода горючего.

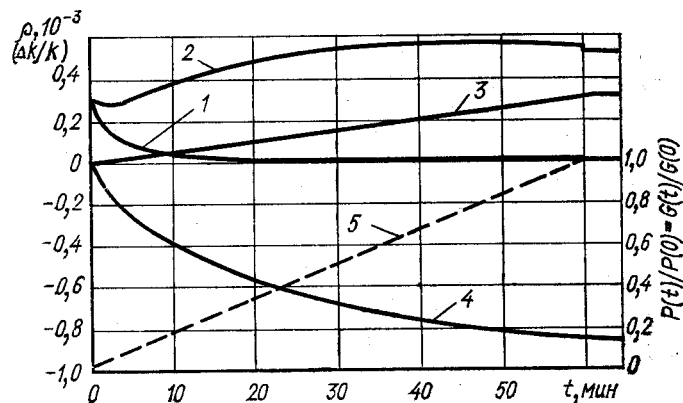


Рис. 36. Изменение мощности $P(t)$, расхода циркулирующего горючего $G(t)$ и реактивности ρ ЖСР в процессе регулирования при увеличении его мощности (режим I):

1 — полная реактивность системы; 2 — реактивность, вносимая стержнями регулирования; 3 — реактивность, связанная с изменением температуры замедлителя; 4 — реактивность, связанная с изменением эффективной доли запаздывающих нейтронов; 5 — $P(t)/P(0) = G(t)/G(0)$

Из рис. 36 и табл. 21 следует, что рассматриваемые режимы изменения мощности могут быть сравнительно легко осуществлены в ЖСР. Действительно, скорость изменения расхода топливной соли не превышает $4,7\%$ /мин, что вполне технически реализуемо. Максимальная полная реактивность системы не превосходит $\Delta k/k = 0,325 \cdot 10^{-3}$, что в 6 раз меньше минимальной эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{эф} = 1,82 \cdot 10^{-3}$ [76], а реактивность $\rho_0(t)$ не превышает $\Delta k/k = 0,82 \cdot 10^{-3}$, что также более чем в 2 раза меньше $\beta_{эф}$. При этом температура топливной соли в процессе изменения мощности не меняется, и поэтому никаких существенных изменений температурных напряжений в элементах конструкции не происходит.

Исключение составляют только графитовые стержни замедлителя, в которых при изменении мощности реактора меняется плотность энерговыделения, а следовательно, и температура. Максимальные напряжения в графитовых стержнях замедлителя вследствие термоупругих напряжений и радиационной деформации графита возникают при максимальной мощности реактора и не превышают в MSBR-1000 значения $\sigma_{\max} = 35$ кгс/см² (рис. 37). При работе реактора в режиме переменной мощности термоупругие напряжения в графите могут только периодически уменьшаться, поэтому амплитуда изменения напряжений не превышает σ_{\max} . Предельно допустимые напряжения на разрыв для рассматриваемого в проекте MSBR сорта графита составляют $\sigma_{пр} = 350$ кгс/см², т. е. имеет место десятикратный запас прочности. При таком большом запасе прочности влияние термоциклирования на прочностные характеристики материалов несущественно. Поэтому нет оснований опасаться, что такие термоциклические напряжения в графите приведут к преждевременному разрушению графитовых стержней замедлителя.

Для обеспечения постоянства температуры теплоносителя и элементов конструкции второго контура с солью-теплоносителем и контура паро- или газотурбогенератора расходы теплоносителей в этих контурах также должны соответствующим образом меняться в процессе регулирования.

Для рассмотренных выше режимов мощность реактора меняется медленно по сравнению с характерным временем изменения температуры графитового замедлителя, которая для конструкции MSBR-1000 равна 20 с. При быстром изменении мощности за время порядка 5 с температура замедлителя не успевает существенно измениться. В этом случае из-за малой амплитуды изменения мощности ($\pm 10\%$) $\beta_{эф}$ практически не меняется. Поэтому при таком режиме изменения мощности обратная связь определяется только изменениями температуры топливной соли. Обеспечить этот режим можно двумя путями — перемещением стержней регулирования или изменением расхода циркулирующего горючего.

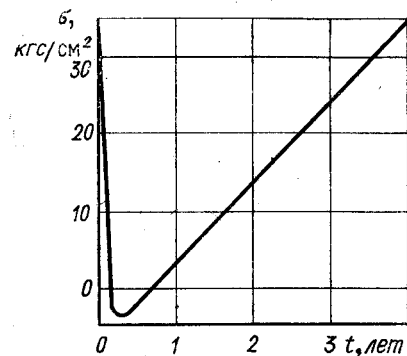


Рис. 37. Зависимость максимальных напряжений σ в графитовых стержнях замедлителя от времени его облучения t в MSBR-1000 [37]

В первом случае, если расход горючего остается постоянным, новый режим мощности будет обеспечен при другом уровне температуры топливной соли. Максимальное изменение температуры топливной соли при этом не превысит $0,1 \Delta T_0 = 14^\circ\text{C}$, где $\Delta T_0 = 138^\circ\text{C}$ — подогрев топлива в активной зоне MSBR при номинальном режиме.

Другой способ регулирования — изменение расхода циркулирующего топлива, которое, благодаря отрицательному температурному коэффициенту реактивности, приведет к изменению мощности реактора. При таком способе регулирования нет необходимости менять положение стержней регулирования.

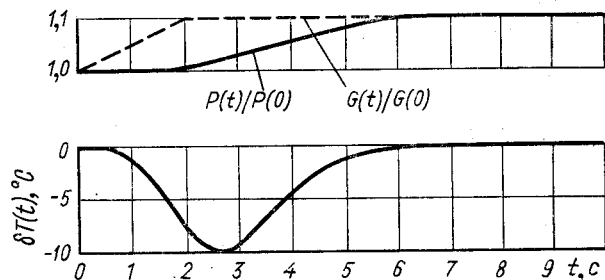


Рис. 38. Изменение расхода циркулирующего горючего $G(t)$, мощности $P(t)$ и температуры топливной соли $\delta T(t)$ со временем в ЖСР при быстром изменении мощности

Из рис. 38 видно, что реактор выходит на новый режим мощности за время около 6 с при максимальном изменении температуры топливной соли не более 10°C , и после окончания переходного процесса температурный режим восстанавливается. Как и при первом способе регулирования, последующее изменение температуры замедлителя должно быть компенсировано регулируемыми стержнями.

Таким образом, оба рассмотренных здесь способа быстрых изменений мощности реактора не приводят к существенному изменению температуры топливной соли. Однако регулирование путем изменения расхода горючего, по-видимому, предпочтительнее, поскольку за время изменения мощности (5—6 с) массивные элементы конструкции (корпус реактора и теплообменник) практически не успеют изменить свою температуру, и, следовательно, никаких дополнительных термодинамических напряжений в них не возникнет.

Рассмотрим теперь поведение Хе в реакторе типа MSBR при ежесуточном уменьшении его мощности до $0,035 P_0$.

В реакторе MSBR-1000 некоторая часть Хе, образующегося при делении урана, проникает в поры графита и не выводится системой отвода газов. Можно графитовые стержни замедлителя изготавливать из более плотного графита, чем предусмотрено в проекте MSBR-1000 (например, стеклографита, для которого коэффициент диффузии газов $D = 10^{-12} \text{ см}^2/\text{с}$), или облицовывать графитовые стержни металлическим покрытием. В этом случае проникновение Хе в графит может быть снижено настолько, что основной вклад в отравление реактором будет давать Хе, находящийся в топливной соли и газовых пузырьках, насыщающих эту соль. Период выведе-

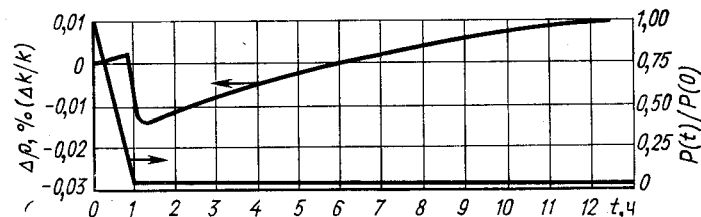


Рис. 39. Изменение мощности реактора $P(t)$ и реактивности $\Delta \rho$, связанной с изменением концентрации Хе (режим I)

ния Хе в газовые пузырьки, занимающие 0,5% объема топливной соли, 20 с. При номинальном режиме мощности MSBR-1000 газовые пузырьки, содержащие Хе, удаляются из топливной соли в байпасном контуре, где установлен газовый сепаратор. В этот контур отводится 10% потока топливной соли. При уменьшении мощности реактора в процессе его ежесуточного останова (режим I) расход топливной соли через активную зону уменьшается пропорционально мощности реактора, однако расход соли через байпасный контур с газовым сепаратором может оставаться постоянным вплоть до достижения уровня мощности $0,1 P_0$. При дальнейшем уменьшении мощности реактора расход топливной соли через сепаратор уменьшается пропорционально изменению мощности.

Для такого режима выведения Хе из топливной соли в процессе ежесуточного останова реактора на 6—8 ч (режим I) в табл. 22 приведены параметры ксенонового отравления реактора, а на рис. 39 показано изменение реактивности со временем вследствие изменения концентрации Хе. Из этого рисунка видно, что максимальное изменение реактивности вследствие ксенонового отравления ЖСР достигается через 15 мин после достижения реактором минимальной мощности и равно $\Delta k/k = -1,42 \cdot 10^{-4}$. Это значение реактивности более чем в 10 раз меньше минимальной эффективной доли запаз-

Параметры ксенонового отравления реактора

Характеристика	ВВЭР-1000	ЖСР-1000
Равновесная концентрация ^{135}I , 10^{15}см^{-3}	6,75	2,53
Равновесная концентрация ^{135}Xe , 10^{15}см^{-3}	1,75	0,00841
Равновесное ксеноновое отравление, % ($\Delta k/k$)	-2,73	-0,018
Максимальное ксеноновое отравление при уровне мощности $0,035 P_0$, % ($\Delta k/k$)	-5,7	-0,0322

дывающих нейтронов в ЖСР ($\beta_{эф} = 0,182 \cdot 10^{-3}$). Через 6 ч после выхода ЖСР на минимальный уровень мощности концентрации Xe уменьшается до равновесного значения, а затем продолжает падать, так что увеличение реактивности асимптотически не превысит $\Delta k/k = 1,8 \cdot 10^{-4}$.

Таким образом, выведение Xe из топливной соли ЖСР со скоростью, предусмотренной в проекте MSBR-1000, может практически полностью снять проблему иодной ямы.

§ 18. ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ ЖСР

Большой интерес для промышленности представляют реакторы, способные производить высокотемпературное тепло ($1000\text{—}1300^\circ\text{C}$). Такие высокотемпературные источники тепла необходимы как для металлургических процессов, процессов газификации угля и производства водорода, так и для высокоэффективной электроэнергетики, где высокие температуры нужны для использования газотурбинных, магнетогидродинамических и термоэлектрических преобразователей энергии.

Возможность получения высокотемпературного тепла в графитовых газоохлаждаемых реакторах (HTGR) достаточно широко рассматривается в литературе (см., например, [87]). Однако HTGR не единственный тип реактора, в котором может быть получена высокая температура. Таким реактором может быть и ЖСР с циркулирующим горючим. Расплавленные фториды и хлориды металлов достаточно стабильны и имеют низкое давление паров при температурах порядка $1300\text{—}1500^\circ\text{C}$, и существует ряд конструкционных материалов, которые совместимы с ними.

Основной проблемой, возникающей при разработке ЖСР, работающих при температурах выше 1000°C , является создание отдельных узлов, способных работать при таких высоких температурах. В качестве материалов можно рассматривать

тугоплавкие металлы, такие как вольфрам, молибден или жаропрочные сплавы на их основе, а также графит.

Разработкой такого направления ЖСР занимается в настоящее время ряд французских промышленных фирм под эгидой Комиссариата по атомной энергии Франции. Программа исследовательских работ, принятая во Франции, предполагает создание ЖСР на фторидах Li, Be, Th и U с температурой топливной соли на выходе из реактора 1300°C . В качестве конструкционного материала и замедлителя выбран графит, из которого предполагается изготовлять как сам реактор, так и первый контур с циркулирующей топливной солью, включая теплообменник. Наиболее трудная задача здесь — создание графита с малыми порами и достаточной радиационной стойкостью при высоких температурах [14].

Корпус реактора и трубопроводы первого контура могут быть изготовлены из графитовых узлов, стянутых «папирексом» (бумагой из графитовых волокон). Такая тепловая изоляция толщиной 4 см способна снизить температуру на поверхности графитовых блоков до 400°C при температуре на ее внутренней поверхности 1200°C . Поддержание температуры графитовых блоков на уровне, не превышающем 400°C , обеспечивает затвердевание топливной соли, если она попадает на поверхность такого блока. Таким образом, избежать утечки топливной соли можно без создания дополнительного металлического покрытия, герметизирующего систему. Правда, в этом случае не может быть использовано размещение первого контура в горячем отсеке с температурой, превышающей 500°C , как это предполагается в проекте MSBR.

Реакторы, предназначенные для производства высокотемпературного тепла, не обязательно должны работать в режиме расширенного воспроизводства. Поэтому можно пойти на снижение КК и рассматривать в качестве замедлителя графит (или другой замедлитель), облицованный тугоплавкими металлами.

Для получения высоких температур в принципе можно использовать также и гомогенные жидкосольевые реакторы на промежуточных или быстрых нейтронах. В таких реакторах благодаря отсутствию замедлителя в активной зоне легче решаются проблемы совместимости материалов в нейтронном поле. Кроме того, КК топлива в реакторе с более жестким спектром нейтронов будет выше, и реактор может работать в режиме расширенного воспроизводства топлива.

Если для реактора на тепловых нейтронах в качестве топливной соли лучше использовать расплавленные фториды и уран-ториевый топливный цикл, то для реакторов на быстрых нейтронах можно рассматривать также и хлориды ^{238}U и Pu в качестве сырья и делящегося материала.

Высокотемпературный ЖСР сочетает в себе преимущества, связанные с высокой температурой теплоносителя (малые тепловые загрязнения, использование тепла в металлургии, химии и т. д., высокий тепловой КПД преобразователя электроэнергии) с преимуществами реактора с циркулирующими расплавленными солями (наилучшее использование природных делящихся материалов, дешевый топливный цикл и т. д.).

ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ И ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ ЖИДКОСОЛЕВЫХ РЕАКТОРОВ

§ 19. ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ЖСР

Жидкосольевые ядерные реакторы и в особенности бридериные ЖСР по существу представляют собой объединение собственно ядерного реактора и комплекса установок непрерывной переработки топлива. Поэтому требования к безопасности такой системы и нормативное ограничение допустимого влияния ее на окружающую среду должны быть выработаны на основе всего комплекса соответствующих требований, которые предъявляются как к современным твердотопливным реакторам, так и к радиохимическому производству, предназначенному для переработки ядерного топлива. По этой же причине сравнение безопасности ЖСР с безопасностью обычных твердотопливных реакторов, строго говоря, неправомерно. Для корректного сравнения необходимо было бы оценивать безопасность в рамках полного ядерно-энергетического комплекса, который для современных твердотопливных реакторов включает кроме собственно АЭС всю систему хранения, транспортировки и регенерации облученного топлива. Современные нормативные требования к безопасности для ядерных реакторов и заводов, перерабатывающих топливо, различны. Тем не менее по целому ряду показателей оказывается возможным провести качественное сравнение.

Безопасность ядерного реактора обычно рассматривают с двух точек зрения: ядерной и радиационной безопасности реактора. Оценка ядерной безопасности предполагает анализ тех характеристик реактора, которые определяют масштаб возможных изменений мощности реактора и температуры и давления в первом контуре теплоносителя вследствие изменений реактивности, возникающих при различных аварийных ситуациях в системе. Под радиационной безопасностью понимаются меры, принимаемые для защиты обслуживающего персонала и населения от неконтролируемой утечки радиоактивности при любом режиме работы реактора, включая аварийный. Радиационная безопасность определяется надежностью системы удержания радиоактивных материалов в системе и степенью гарантии этого удержания в случае предельно возможных аварий.

Анализ ядерной и радиационной безопасности ЖСР, приведенный в последующих параграфах, выполнен на основе проекта реактора MSBR-1000 (см. гл. 4), для которого наиболее подробно разработаны все детали конструкции и исследованы различные режимы работы.

ЖСР в отношении ядерной безопасности имеют ряд характерных особенностей по сравнению с твердотопливными реакторами. Во-первых, передача тепла от топлива к промежуточному теплоносителю происходит вне активной зоны реактора. Поэтому разрушение поверхности раздела между топливом и теплоносителем здесь не приводит к серьезным нарушениям режима работы активной зоны и изменениям реактивности. Во-вторых, топливо в ЖСР выполняет одновременно функцию теплоносителя первого контура, поэтому в принципе исключается весь комплекс проблем, которые возникают в твердотопливных реакторах при авариях, приводящих к потере теплоносителя. Наконец, непрерывный вывод продуктов деления, особенно нейтронных ядов, а также возможность непрерывной подпитки топливом сводит к минимуму начальный запас реактивности, компенсируемый поглощающими стержнями. Для MSBR этот запас реактивности не превышает 1%.

Рассмотрим возможные аварийные ситуации, которые могут привести к изменению реактивности ЖСР [72].

Увеличение концентрации делящихся материалов в топливной соли. Количество делящихся материалов в системе переработки топлива в MSBR не превышает 1% полной загрузки реактора. Если в результате какой-либо аварии эти делящиеся материалы попадут в активную зону, то скачок реактивности при этом не превысит значения $\Delta k/k = 0,4\%$. При этом практически любые мыслимые скорости изменения реактивности вследствие такой ситуации могут быть компенсированы системой регулирования.

Если в результате каких-либо неисправностей в системе переработки топлива концентрация U в соли, возвращающейся в реактор, возрастает в 2 раза, то скорость изменения реактивности при заданной скорости потока топливной соли в контуре переработки топлива ($50 \text{ см}^3/\text{с}$) не превысит значения $\frac{d}{dt} \left(\frac{\Delta k}{k} \right) = 5 \cdot 10^{-5} \%/ \text{с}$.

Изменение эффективной доли запаздывающих нейтронов. В реакторе с циркулирующим топливом часть эмиттеров запаздывающих нейтронов распадается вне активной зоны. Эффективная доля запаздывающих нейтронов при номинальном режиме мощности MSBR-1000 составляет 0,18% при полной доле запаздывающих нейтронов для ^{233}U $\beta = 0,305\%$ [52]. В результате аварийного прекращения циркуляции топлива реактивность за счет запаздывающих

нейтронов возрастет на 0,12%, причем это возрастание происходит за счет нейтронов с временем запаздывания более 5 с. Поэтому компенсация стержнями регулирования этого изменения реактивности не вызовет каких-либо затруднений.

Изменение состава и плотности топливной соли и перераспределение ее в активной зоне. В реакторе типа MSBR плотностной коэффициент реактивности топливной соли отрицателен и составляет $\left(\frac{\Delta k}{k} / \frac{\Delta m}{m} \right) = -0,03$ (см. табл. 13). Это связано с тем, что уменьшение плотности топливной соли приводит к уменьшению поглощения нейтронов в Th. Поэтому увеличение в соли объема газовых пузырьков приведет к возрастанию реактивности. При номинальном режиме работы MSBR-1000 объемная доля гелиевых пузырьков в соли составляет 0,2—1,0%. Вклад этих пузырьков в реактивность не превышает 0,03%. Полная декомпрессия топливной соли приведет к увеличению этого объема в 2—3 раза, что, в свою очередь, увеличит реактивность на 0,1%. Кроме того, при декомпрессии топливной соли в нее будет попадать He из графитовых стержней. Однако скорость диффузии He в графите невелика, и даже при скорости декомпрессии 0,2 бар/с изменение реактивности, связанное с дегазацией графита, не превысит $5 \cdot 10^{-3} \%/ \text{с}$.

Возникновение газовых полостей в топливной соли могло бы быть вызвано также локальным закипанием соли. Однако температура кипения соли более чем на 700°C превышает ее максимальную рабочую температуру. Для того чтобы соль быстро разогрелась до температуры кипения, нужны очень большие скачки реактивности. Оценки показывают, что даже полное выкипание топливной соли в сотне центральных каналов приводит к изменению реактивности не более чем на 0,5%, что недостаточно для такого разогрева. Поэтому, если и возникает какое-либо препятствие свободному прохождению соли через несколько каналов в реакторе, то топливная соль не будет вскипать даже при учете положительной обратной связи по мощности.

Разрушение графитовых стержней в активной зоне может вызвать вытеснение части топливной соли обломками графита. В центре активной зоны такая ситуация является причиной возрастания реактивности на $\sim 3 \cdot 10^{-6}\%$ на каждый кубический сантиметр вытесненной графитом соли. Оценки показывают, что любые возможные разрушения графитовых стержней или нарушение их распределения в активной зоне не приводят к таким изменениям реактивности, с которыми не могла бы справиться система регулирования.

Изменение распределения делящихся материалов в активной зоне может иметь место в случае попадания кислорода в топливную соль. При взаимодействии O_2 с U в соли образу-

ются нерастворимые окислы. Такое нарушение гомогенного распределения топлива приведет к изменению реактивности и локальным перегревам. Поэтому при конструировании ЖСР необходимо принять меры, обеспечивающие надежную изоляцию топливной соли от контактов с воздухом. Например, в соль могут быть добавлены присадки, взаимодействующие с кислородом более активно, чем UF_4 . В топливной соли реактора MSRE эту роль выполнял ZrF_4 (см. § 6). Однако опыт эксплуатации MSRE показал, что система герметизации контура с топливной солью работала настолько надежно, что необходимости введения ZrF_4 в состав топливной соли практически не было.

Изменение температуры активной зоны. Температурный коэффициент реактивности для всех рассмотренных нами ЖСР отрицателен. Он складывается из коэффициента реактивности топливной соли и коэффициента реактивности замедлителя. Первый из них всегда отрицателен и, что не менее важно, практически безынерционен. Для MSBR-1000 температурный коэффициент реактивности для топливной соли $\Delta k/k = -3,3 \cdot 10^{-5} 1/^\circ C$. Такая достаточно сильная мгновенная отрицательная обратная связь делает реактор устойчивым и саморегулируемым по отношению к изменению мощности даже в условиях меньшей эффективной доли запаздывающих нейтронов по сравнению с твердотопливными реакторами (см. табл. 13). Полный температурный коэффициент реактивности MSBR-1000 отрицателен, но довольно мал и составляет только $-0,87 \cdot 10^{-5} 1/^\circ C$. Неопределенности в заложенных при расчете этой величины параметрах могут, в принципе, привести к изменению ее знака. Однако это не слишком опасно, поскольку в графите выделяется только 8% полной мощности реактора, а его теплоемкость составляет около 90% теплоемкости всей активной зоны. Характерное время изменения температуры графитовых стержней около 20 с. Поэтому даже в случае положительного полного температурного коэффициента реактивности влияние положительной обратной связи по температуре проявляется с запаздыванием того же масштаба. Система регулирования окажется вполне способной компенсировать это влияние.

Если температура топливной соли на входе в активную зону по какой-либо причине резко уменьшится, это приведет к увеличению реактивности системы. Максимально низкая температура топливной соли на входе в реактор не может быть ниже температуры ее плавления ($500^\circ C$). Следовательно, максимальное увеличение реактивности при этом не превысит 0,7%. Это изменение реактивности может произойти за время не меньшее, чем время прохода топливной соли через активную зону, т. е. не менее чем за 5—6 с. Следовательно, скорость изменения реактивности при этом не превысит

0,12%/с, что вполне может быть скомпенсировано стержнями регулирования.

Таким образом, особенности, присущие ЖСР, позволяют обеспечить их ядерную безопасность и надежно исключить возможность такого аварийного разгона, который мог бы привести к нарушению герметичности топливного контура.

§ 20. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ЖСР

Высокая ядерная безопасность, присущая ЖСР, имеет свою обратную сторону и сопряжена с проблемами, которых нет у твердотопливных реакторов. От возможности решения этих проблем зависит радиационная безопасность ЖСР.

В отличие от твердотопливных реакторов радиоактивные материалы в ЖСР находятся в жидкой или газовой фазе при высокой температуре и циркулируют в топливном контуре и контуре системы переработки топлива. Опасность утечки радиоактивности при нарушении герметичности топливного контура здесь значительно более высокая, чем у твердотопливных реакторов при разрушении твэлов. Поэтому радиационная безопасность ЖСР в первую очередь связана с надежной герметизацией топливного контура.

Оценим влияние различных причин, которые могут привести к разгерметизации топливного контура, на примере реактора MSBR-1000 [72].

Остаточное тепловыделение. В ЖСР проблема отвода остаточного тепловыделения решается проще, чем для твердотопливных реакторов при потере теплоносителя, поскольку в любом ЖСР мощность остаточного тепловыделения, приходящаяся на единицу теплоемкости топлива, по крайней мере на порядок меньше, чем соответствующее ее значение в твердотопливных реакторах. Это связано с тем, что собственно делящиеся материалы в ЖСР растворены в большом количестве расплавленной соли-носителя, которая и выполняет по существу функцию неотъемлемого от горячего теплоносителя.

Радиоактивные продукты деления в ЖСР, а следовательно, и интенсивность остаточного тепловыделения распределены как собственно в топливном контуре реактора, так и в контурах системы переработки топлива. Распределение продуктов деления по тракту системы отвода газов зависит от физических свойств внутренних поверхностей, локальных температурных условий, окислительно-восстановительного потенциала топливной соли и ряда других обстоятельств. В табл. 23 приведены результаты расчетов распределения остаточного тепловыделения в реакторе MSBR. Эти расчеты выполнены на основе предположения, что «благородные» металлы (элементы от ниобия до теллура) не образуют соединений,

Распределение тепловыделения от радиоактивного распада продуктов деления для реактора MSBR-1000 [72]

Место тепловыделения	Мощность тепловыделения, МВт	
	$K=0,1^*$	$K=1,0^*$
Топливная соль — от всех продуктов деления	102	102
Графит в активной зоне реактора:		
от благородных газов и их дочерних элементов	1,4	1,4
от «благородных» металлов	4,8	3,6
Поверхность металлических конструкций в топливном контуре от «благородных» металлов	18	22
Линия задержки в системе отвода газов:		
от благородных газов и их дочерних элементов	9,9	9,9
от «благородных» металлов и их дочерних элементов	1,2	8,3
Система отвода газов от протактиния	2,4	2,4
Система переработки топливной соли:		
от протактиния	5,0	5,0
от остальных продуктов деления	6,0	6,6

* К — Коэффициент прилипания атомов к поверхности газовых пузырьков.

растворимых в топливной соли, а диффундируют в виде отдельных атомов к поверхности графита или металла и высаживаются на этих поверхностях. Аналогичный процесс происходит на границах поверхности газовых пузырьков, для которых вероятность прилипания (коэффициент прилипания) к поверхностям газовых пузырьков принимается равной 0,1 и 1.

Как следует из этих расчетов, тепловыделение в системе переработки топлива достаточно умеренное, и, что еще более важно, нет видимых причин резкого его возрастания. Поэтому основной проблемой здесь является обеспечение надежности работы уже существующей системы охлаждения. Более серьезным является вопрос о том, насколько устойчив и однороден процесс осаждения радиоактивных продуктов деления на внутренних поверхностях контура переработки топлива. Другими словами, необходимо исследовать возможность возникновения локальных перегревов в системе переработки топлива. Ответ на этот вопрос может быть получен только в результате экспериментальных исследований, хотя с точки зрения безопасности он может быть, по-видимому, решен в любом случае путем создания соответствующих резервов в системе охлаждения.

Возможность отвода остаточного тепловыделения в реакторе следует оценить для двух случаев: когда топливная соль при остановке или значительном уменьшении мощности реактора остается в топливном контуре и в случае, когда она сливается в дренажный бак, имеющий аварийную систему охлаждения. В первом случае расчеты показывают, что если в течение первых 5 мин после остановки реактора работает хотя бы половина всех топливных насосов, а затем хотя бы один топливный насос, то температура топливной соли не возрастает. Если система циркуляции топливной соли отключается в момент остановки реактора, то температура в топливном контуре возрастает в течение первого часа после останова до 760°C и в течение следующего часа до 820°C . Для предотвращения дальнейшего разогрева топливная соль должна быть слита в дренажный бак. Для MSBR расчетное время слива топливной соли составляет 7 мин. Мощность остаточного тепловыделения через 7 мин после остановки реактора составляет 40 МВт (рис. 40). Система аварийного охлаждения дренажного бака обеспечивает отвод тепла от топливной соли, так что ее температура не превышает 760°C . Затем в течение нескольких дней эта температура уменьшается до величины, слегка превышающей температуру плавления соли, и поддерживается на этом уровне.

При сливе топливной соли в дренажный бак сильно изменяется тепловой режим графитовых стержней замедлителя, так как тепловыделение в такой ситуации отводится только путем лучистой теплопроводности и молекулярной теплопроводности вдоль графитовых стержней. Максимальное увеличение температуры в центре активной зоны достигается в этом случае через 14 ч после остановки реактора и составляет 1040°C . Температура корпуса реактора при этом не превышает 820°C . Этот режим обеспечивается при поддержании температуры стенок реакторного бокса на уровне 400°C .

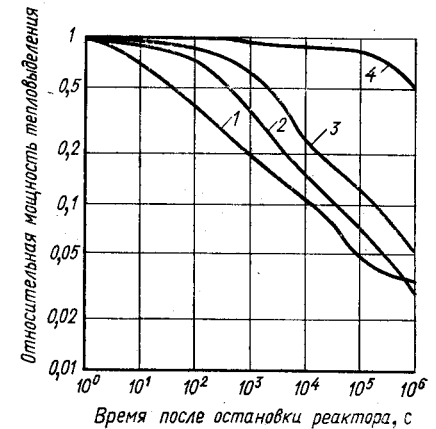


Рис. 40. Мощность остаточного тепловыделения в реакторе MSBR-1000: 1 — от продуктов деления в топливном контуре; 2 — от благородных металлов (Nb, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Sn, Sb, Te); 3 — от благородных газов (Kr, Xe и их дочерние элементы); 4 — от ^{233}Pa и долгоживущих продуктов деления в топливперерабатывающей установке

Если слив топливной соли в дренажный бак происходит одновременно со сливом промежуточного теплоносителя, то теплообменник первого контура в результате радиоактивного распада «благородных» металлов, высадившихся на его поверхности, разогреется до температуры 1100°C. Однако такой уровень температур графитовых стержней и теплообменника не приводит к опасности разгерметизации топливного контура.

Коррозия конструкционных материалов. Для оценки радиационной безопасности ЖСР важно представлять себе, насколько велика вероятность разгерметизации топливного контура вследствие коррозии конструкционных материалов.

При номинальном режиме работы реактора скорости коррозии достаточно малы, и в течение всего ресурса работы реактора не возникает серьезной опасности прорыва топливного контура. Больше беспокойства вызывает процесс межкристаллитного растрескивания хастеллоя в результате воздействия продуктов деления (см. § 10). Опыт эксплуатации реактора MSRE в течение 26 000 ч и некоторые теоретические оценки указывают на то, что глубина межкристаллитных трещин растет пропорционально корню четвертой степени из времени экспозиции. В этом случае не возникает опасность разгерметизации контура для всего 30-летнего ресурса работы реактора. Однако, если глубина трещин будет расти быстрее (что заранее исключить нельзя), это может привести к серьезным проблемам надежного удержания соли в топливном контуре. Радикальным путем решения этой проблемы, конечно, явилась бы такая модификация сплава хастеллой-N, которая исключила бы межкристаллитное растрескивание или по крайней мере значительно снизила его. Такая постановка задачи вполне оправдана, так как, например, для аустенитных сталей межкристаллитное растрескивание под действием продуктов деления экспериментально не было обнаружено.

Химические взаимодействия. В MSBR используются топливная композиция и соль-теплоноситель, химически взаимодействующие как между собой, так и с водой. С точки зрения радиационной безопасности необходимо оценить возможные последствия таких взаимодействий, возникающих в результате утечек в теплообменниках, и возможность разрушения топливного или промежуточного контуров.

При разрыве одной из труб теплообменника первого контура реактора MSBR-1000 может произойти смешивание до 15 м³ соли-теплоносителя с 50 м³ топливной соли. Важно, что взаимодействие этих расплавленных солей не сопровождается сколько-нибудь значительным выделением тепла в результате экзотермических реакций и никакие компоненты солей

не выпадают в осадок. Топливная соль и NaBF₄ вообще не смешиваются друг с другом, а образуют две фазы. Фториды лития и бериллия постепенно переходят в более легкую фазу — фторборат натрия, а NaF — в более тяжелую топливную фазу. U и Th при этом остаются в топливной соли. Температура плавления солей при таком взаимодействии несколько повышается, однако не настолько, чтобы это повлекло их замерзание. Наиболее неприятным моментом в рассматриваемой ситуации, по-видимому, будет образование летучих соединений BF₃. Однако оценки показывают, что давление газа при этом возрастет не более чем до 5 бар.

Перемешивание топливной соли с солью-теплоносителем в промежуточном контуре (в результате рассматриваемой аварии около 1,5 м³ топливной соли смешивается с 60 м³ соли-теплоносителя) представляет еще меньшую опасность, поскольку средняя температура теплоносителя этого контура на 200°C ниже средней температуры топливной соли. Поэтому топливная соль, попавшая в контур соли-теплоносителя, будет находиться в ней в виде замороженных дисперсных частиц. Реакции обмена при этом будут идти с очень малой скоростью, и давление BF₃ не превысит 0,3 бар.

При разрыве труб в парогенераторе соль-теплоноситель вступает в контакт с водой и паром. В результате химической реакции воды с NaBF₄ образуется HF и гидрофторборат натрия. Сама реакция, хотя и экзотермична, но не настолько, чтобы создать угрозу разрушения контура теплоносителя. Что же касается продуктов реакции, то они значительно повышают коррозионную активность соли-теплоносителя. Наибольшую опасность при такой аварии представляет увеличение давления в контуре, поэтому необходимо предусмотреть надежную систему аварийного сброса питательной воды из поврежденной секции парогенератора. Соль-теплоноситель в такой ситуации должна быть слита в дренажный бак, если давление в контуре превысит допустимое значение.

Подводя итоги, можно утверждать, что химические реакции, возникающие при утечках расплавленных солей в теплообменниках ЖСР, идут не настолько интенсивно, а продукты этих реакций не настолько агрессивны, чтобы вызвать такие нарушения герметичности топливного и промежуточного контура, которые могли бы привести к неконтролируемому выходу радиоактивности из реактора.

Радиационная безопасность должна быть оценена не только в условиях нормальной работы реактора и при аварийных ситуациях, но и в случае проведения ремонтно-профилактических работ. Наличие в ЖСР радиоактивности в жидкой фазе осложняет радиационную обстановку во время ремонтных работ. Вместе с тем возможность непрерывного выведения продуктов деления из топливной соли приводит к уменьшению

ее активности и мощности остаточного тепловыделения. На рис. 41 приведены результаты расчетов изменения активности топливной соли во времени при различных периодах выведения продуктов деления [88]. Видно, что при аварийной остановке реактора (случай *a*) активность топливной соли по сравнению с активностью системы, в которой выведение продуктов деления не происходит, уменьшается через один месяц в 30 раз (для времени выведения равного трем сут-

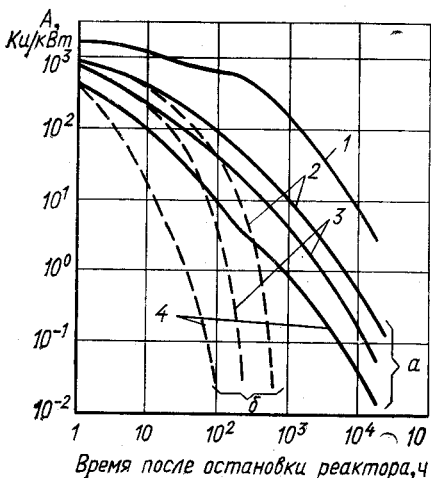


Рис. 41. Изменение активности A топливной соли ЖСР после остановки реактора. Период выведения газообразных продуктов деления 30 мин. Время работы реактора с плотностью потока тепловых нейтронов $\Phi = 10^{15}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ 1 год:
 1 — без выведения продуктов деления; 2 — период выведения нелетучих продуктов деления $\tau = 3$ сут; 3 — $\tau = 1$ сут; 4 — $\tau = 4$ ч; *a* — прекращение экстракции продуктов деления в момент остановки реактора; *b* — продолжение экстракции продуктов деления после остановки реактора

кам). В случае *b* активность уменьшается в 150 раз уже через четыре дня после остановки реактора.

Снижение активности топливной соли в результате выведения продуктов деления в 100—150 раз при мощности ЖСР в 1—2 ГВт позволяет использовать для производства ремонтных работ вблизи активного контура те же подвижные защитные экраны, которые были использованы при ремонте оборудования реактора MSRE, имевшего тепловую мощность 8 МВт и работавшего без выведения негазообразных продуктов деления (см. § 6).

§ 21. ЭКОЛОГИЯ И ЖСР

Экология собственно АЭС определяется главным образом тремя каналами воздействия ядерных реакторов на окружающую среду: тепловыми сбросами, выбросами радиоактивности и накоплением радиоактивных отходов. Рассмотрим, как решаются эти проблемы для ЖСР.

Развитие энергетики уже сейчас начало сталкиваться с трудностями водоснабжения для рассеяния сбрасываемого

тепла. На современных АЭС с реакторами типа ВВЭР расход охлаждающей воды и безвозвратные потери воды составляют 200 л/(кВт·ч) и 2 л/(кВт·ч) соответственно, что в среднем в 1,7 раза больше, чем на тепловых электростанциях. Масштаб возникающих здесь проблем виден из следующего примера.

Для АЭС с реакторами типа ВВЭР общей мощностью 1 ТВт потребуется 1750 км³/год охлаждающей воды, подогреваемой на 10—12°C, в то время как суммарный водосток европейской части СССР составляет только 870 км³/год, причем эта вода распределена крайне неравномерно. Таким образом, проблема уменьшения тепловых сбросов энергетических установок является чрезвычайно важной задачей, непосредственно связанной с экологией. Повышение КПД АЭС, а также переход к сбросу тепла в сухих градирнях с воздушным охлаждением являются очень важными мерами, которые позволяют уменьшить воздействие АЭС на окружающую среду. В этом отношении ЖСР обладают весьма привлекательными качествами. КПД АЭС на реакторах типа MSBR составляет 44%, а высокие параметры пара облегчают проблему сброса остаточного тепла.

Все процессы переработки топлива, предусматриваемые в ЖСР, осуществляются безводными методами, т. е. вода в принципе отсутствует во всех технологических звеньях переработки топлива. Поэтому безвозвратных потерь воды в ЖСР практически нет.

Радиоактивные выбросы в условиях нормальной работы ЖСР практически связаны только с утечкой трития. Система переработки топлива, рассмотренная в проекте MSBR, не обеспечивает необходимую степень удержания Т: более 30% Т, образующегося в активной зоне, попадает в паровой контур (см. § 8). Для реактора MSBR это приводит к концентрации Т в охлаждающей воде около 0,26 мКи/л, что примерно в 50 раз больше, чем для реакторов типа ВВЭР. Поэтому необходимо принять специальные меры для такого удержания Т в системе, чтобы снизить его выход в паровой контур по крайней мере на два порядка. Некоторые из возможных мер в этом направлении рассмотрены в § 8.

Оценим теперь вероятность радиоактивных выбросов в случае аварийных ситуаций. Разрушение ЖСР в результате неконтролируемого разгона является крайне маловероятной ситуацией, поскольку запас реактивности в нем не превышает 1%, а анализ ядерной безопасности, приведенный в § 19, показывает, что нет видимых причин для сильного увеличения реактивности в аварийных ситуациях. Остаточное тепловыделение распределено в большом объеме топливной соли, которая при любой аварии сливается в охлаждаемые дренажные баки. В системе переработки топлива при любых аварий-

Таблица 24

Распределение радиоактивности в реакторах типа MSBR, LWR и LMFBR при мощности АЭС 1 ГВт(эл) [72]

Радиоактивный нуклид	Активность, Ки			
	MSBR		LWR	LMFBR
	Реактор	Система переработки топлива		
^{85}Kr (10 лет)	1,25	$2,8 \cdot 10^6$	$6,4 \cdot 10^5$	$3,2 \cdot 10^5$
^{90}Sr (28 лет)	$1,2 \cdot 10^5$	$2,9 \cdot 10^7$	$4,3 \cdot 10^6$	$1,3 \cdot 10^6$
^{131}I (8 д)	$2,4 \cdot 10^7$	$3,5 \cdot 10^7$	$7,2 \cdot 10^7$	$8,2 \cdot 10^7$
^{133}I (8 д)	$9,7 \cdot 10^7$	$1,5 \cdot 10^7$	$1,3 \cdot 10^8$	$1,2 \cdot 10^8$
^{133}Xe (5 сут)	$7,0 \cdot 10^8$	$1,1 \cdot 10^8$	$1,3 \cdot 10^8$	$1,5 \cdot 10^8$
^{233}Pa (27 сут)	$4,2 \cdot 10^8$	$1,6 \cdot 10^8$	—	—
^{239}Np (2 сут)	—	—	$1,6 \cdot 10^9$	$3,2 \cdot 10^9$
^{239}Pu (24 лет)	0,2	11,0	$2,3 \cdot 10^4$	$1,4 \cdot 10^5$
^{240}Pu (14 лет)	0,02	1,2	$3,3 \cdot 10^4$	$1,7 \cdot 10^5$
^{241}Pu (13 лет)	0,45	33,0	$7,1 \cdot 10^6$	$2,3 \cdot 10^6$
^{241}Am	—	—	$1,1 \cdot 10^4$	$4,0 \cdot 10^4$
^{243}Am	—	—	$1,2 \cdot 10^3$	$1,3 \cdot 10^3$
^{242}Cm	—	—	$2,0 \cdot 10^6$	$2,2 \cdot 10^6$
^{244}Cm	—	—	$1,6 \cdot 10^5$	$3,1 \cdot 10^4$

ных ситуациях тепловыделение не возрастает и тепло отводится обычной системой охлаждения. Поэтому предельно возможной аварией в ЖСР, по-видимому, является разрыв трубопроводов топливного контура, приводящий к быстрому выливаю топливной соли в реакторный бокс. Для предотвращения дальнейшего распространения радиоактивности реакторный бокс должен быть надежно герметизирован. Задача предотвращения распространения радиоактивных продуктов для ЖСР облегчается благодаря двум обстоятельствам. Во-первых, актиниды и большая часть продуктов деления остаются растворенными в топливной соли, которая имеет очень низкое давление насыщенных паров и слабо взаимодействует с водой и воздухом. Во-вторых, при переработке топлива значительная часть радиоактивных продуктов деления выводится из топливного контура и содержится в соответствующих емкостях системы переработки топлива. Кроме того, наработка актинидов в топливной соли уран-ториевых ЖСР на пять-шесть порядков меньше, чем соответствующая наработка в уран-плутониевых реакторах. В табл. 24 приведено сравнение распределения радиоактивности в MSBR и твердотопливных реакторах.

Воздействие на окружающую среду радиоактивных отходов является, пожалуй, одной из самых серьезных проблем экологии ядерных энергетических установок. Особенно большие трудности возникают с захоронением долгоживущих про-

дуктов деления и актиноидов, времена жизни которых соизмеримы с временами геологических эпох. Эта задача по существу сегодня еще не решена. Другой проблемой для современных твердотопливных реакторов является обеспечение безопасного транспортирования облученного топлива с малым временем выдержки на радиохимические заводы.

Для ЖСР обе эти проблемы значительно облегчаются или полностью снимаются. Действительно, как отмечено выше, накопление актиноидов в уран-ториевом топливном цикле на 5—6 порядков меньше, чем в реакторах с уран-плутониевым топливным циклом.

Продукты деления в ЖСР могут периодически вывозиться в виде высококонцентрированных радиоактивных отходов, прошедших любой разумный срок выдержки при самом реакторе. Это означает, что общее количество радиоактивности, транспортируемой из ЖСР, заметно ниже того количества, которое сопряжено с транспортировкой отработанных твэлов твердотопливных реакторов. Кроме того, эти продукты деления в ЖСР поступают из реактора уже в отсортированном виде, т. е. газообразные продукты деления отделены от редкоземельных, щелочноземельных и щелочных элементов.

Другие радиоактивные отходы, среди которых наибольшую опасность представляют угольные фильтры системы очистки газов и периодически заменяемые графитовые стержни замедлителя, могут храниться в специальных отсеках реакторного здания и удаляться для захоронения только при полном демонтаже АЭС, исчерпавшей ресурс своей работы.

Таким образом, воздействие ЖСР на окружающую среду, по-видимому, не выходит за рамки допустимых норм. Более того, такие реакторы, если их сравнивать с полным ядерно-энергетическим комплексом АЭС с твердотопливными реакторами, обладают и в экологическом смысле рядом преимуществ. Это еще одно важное обстоятельство, которое позволяет рассматривать жидкосольевые ядерные реакторы с циркулирующим горючим как перспективное направление развития ядерной энергетики.

1. Александров А. П. Атомная энергетика и научно-технический прогресс. — В кн.: Атомной энергетике XX лет. М., Атомиздат, 1974, с. 205.
2. Петросьянц А. М. Атомная энергетика. М., «Наука», 1976.
3. Стендовый реактор с газообразным делящимся веществом (UF₆). — В кн.: Труды Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1958. Доклады советских ученых. Т. 2. Ядерные реакторы и ядерная энергетика. М., Атомиздат, 1959, с. 232. Авт.: И. К. Кикоин, В. А. Дмитриевский, И. С. Григорьев и др.
4. Войнов Е. М., Дмитриевский В. А., Тетельбаум С. Д. Применение гексафторида урана в ядерных энергетических установках. — «Атомная энергия», 1970, т. 29, вып. 4, с. 251.
5. Clement J. D., Williams J. R. Gase-Core Reactor Technology. — «Reactor Technology», 1970, v. 13, p. 226.
6. Новиков В. М. К расчету реактора с циркулирующим горючим переменной плотности. — «Атомная энергия», 1966, т. 20, вып. 6, с. 520.
7. Lane J. A., Macpherson M. G., Maslan E. Fluid fuel reactors. New York, Addison-Westly, Reading, Mass, 1958.
8. Rosental M. W., Kasten P. R., Briggs R. B. Molten-Salt Reactors — History, Status and Potential. — «Nucl. Appl. Technol.», 1970, v. 8, N 2, p. 107.
9. Фейнберг С. М. Быстрые газовые и тепловые реакторы-размножители. — «Атомная энергия», 1974, т. 37, вып. 1, с. 3.
10. Использование гибридных термоядерных реакторов в большой ядерной энергетике. — «Атомная энергия», 1978, т. 45, вып. 4, с. 250. Авт.: Е. П. Велихов, В. И. Субботин, С. Б. Шихов и др.
11. Bahm W., Nagele G., Sellinschegg D. Risk Classification for Nuclear Facilities in Connection with the Illegal Use of Nuclear Materials. — In: Safeguarding Nuclear Materials. Proceedings of a Symposium. Vienna. 20—24 Oct. 1975, v. 1. Vienna, IAEA, 1976, p. 19.
12. Molten-Salt Reactor Program. Semiannual Progress Report for Period Ending August 31 1974. ORNL—5011, USA, 1975. Auth.: L. E. McNeese, H. E. McCoy, L. M. Ferris e. a.
13. Reichle L. F. C. MSR (Pu converters) and MSBRs in Commercial Nuclear Power Station. — In: Proceeding of International Conference on Nuclear Power and its Fuel Cycle. Salzburg, Austria, 1977, Report IAEA-CN-36/424.
14. Molten-Salt Reactors for High Temperatures. — «Trans. Amer. Nucl. Soc.», 1975, v. 20, p. 703. Auth.: P. Faugeras, A. Lecocq, J. M. Blum, M. Grenon.
15. Grenon M., Ventre E., Blum J. M. Molten Fuel Salt Nuclear Reactor. French Patent. Document 2296248/A/. 24 Dec. 1974, p. 14.
16. Ohno H., Furukawa K. Phase Diagrams in the Pseudobinary Systems of Li₂BeF₄, Alkali Fluoroborates and Alkali Fluorides. — «J. Nucl. Mater.», 1977, v. 64, N 1—2, p. 37.
17. Clement J. D., Rust J. H. Analysis of UF₆ Breeder Reactor Power Plant. Final Report NASA Grant NSG—1168, Georgia Institute of Technology, Atlanta, Georgia, 1976.
18. Новиков В. М., Блинкин В. Л. Эффективность использования природных ресурсов ядерного топлива жидкосольевыми конвертерными реакторами. — «Атомная энергия», 1978, т. 45, вып. 6, с. 648.
19. Физические аспекты использования жидкосольевых реакторов для покрытия переменных нагрузок. — «Атомная энергия», 1978, т. 45, вып. 2, с. 140. Авт.: В. Л. Блинкин, В. М. Новиков, В. Н. Субботин, А. А. Шкурпелов.
20. Иванов Б. Т., Новиков В. М., Трунин Ю. М. О возможности регулирования изотопического состава урана, перерабатываемого в уран-ториевом цикле. — «Атомная энергия», 1978, т. 44, вып. 3, с. 183.
21. Абалин С. С., Прусаков В. Н., Новиков В. М. Реакторы на расплавах солей в атомно-водородной энергетике. — В сб.: Вопросы атомной науки и техники. Сер. Атомно-водородная энергетика. Вып. 1. М., изд. ИАЭ им. И. В. Курчатова, 1977, с. 135.
22. Schneider R. T., Thour K. Fissioning Uranium Plasmas and Nuclear-Pumped Lasers. — «Nucl. Technol.», 1975, v. 27, p. 34.
23. Waltress R. A., Paternoster R., Schneider R. T. Recent Experimental Results Concerning Nuclear Pumped Gas Lasers. — «Proc. SPIE Developments in Lasers Technol.», 1973, v. 4, p. 79.
24. Perry A. M. Molten-Salt Converter Reactors. — «Appl. Nucl. Energy», 1975, v. 2, p. 809.
25. Grimes W. R. Molten-Salt Reactor Chemistry. — «Nucl. Appl. Technol.», 1970, v. 8, N 2, p. 137.
26. Jacquin M. Choix du Sel Combustible. — In: Filler «Sels Fondus», Dossier Technique, v. 1, Chemie, CEA/DCh/DGR/ADJT/76—51.
27. Macpherson H. G. Molten-Salt Reactors. — In: Proceeding of International Conference on Constructive Uses Atomic Energy, Washington, D. C., 1968, American Nuclear Society, 1969.
28. The Aircraft Reactor Experiment. Design and Construction. — «Nucl. Sci. Engng», 1957, v. 2, N 6, p. 804. Auth.: E. S. Bettis, R. W. Schroeder, G. A. Cristy e. a.
29. The Aircraft Reactor Experiment. Physics. — «Nucl. Sci. Engng», 1957, v. 2, N 6, p. 826. Auth.: W. K. Ergen, A. D. Callihan, C. B. Mills, D. Scott.
30. The Aircraft Reactor Experiment. Operation. — «Nucl. Sci. Engng», 1957, v. 2, N 6, p. 841. Auth.: E. S. Bettis, W. B. Cattel, E. R. Mann e. a.
31. Ergen W. K. Kinetics of the Circulating-Fuel Nuclear Reactor. — «J. Appl. Phys.», 1954, v. 25, N 6, p. 702.
32. Haubenreich P. N., Engel J. R. Experience with the Molten-Salt Reactor Experiment. — «Nucl. Appl. Technol.», 1970, v. 8, N 2, p. 107.
33. Hudson T. L. Design and Operation of 1200° F Heating System for the MSRE. — «Trans. Amer. Nucl. Soc.», 1965, v. 8, p. 147.
34. Field P. E., Shaffer J. G. The Solubilities of Hydrogen Fluoride and Deuterium Fluoride in Molten-Salt Fluorides. — «J. Phys. Chem.», 1967, v. 71, N 10, p. 3218.
35. Engel J. R., Haubenreich P. N., Koutzeel A. Spray, Mist, Bubbles and Foam in the MSRE. ORNL—TM—3027, USA, 1970.
36. Engel J. R., Steffy R. C. Xenon Behavior in Molten-Salt Reactor Experiment. ORNL—TM—3464, USA, 1971.
37. Scott D., Eatherly W. P. Graphite and Xenon Behavior and their Influence of Molten-Salt Reactor Desing. — «Nucl. Appl. Technol.», 1970, v. 8, N 2, p. 179.
38. Стеклоуглерод. Трест Союзэлектрод. М., ЦВЕТМЕТИнформ., 1971.
39. Ландау Л. Д., Лифшиц Е. М. Статистическая физика. М., «Наука», 1964.
40. Equilibrium Distribution of Actinide and Lanthanide Elements between Molten Fluoride Salts and Liquid Bismuth Solutions. — «J. Inorg.

- Chem.», 1970, v. 32, N 6, p. 2019. Auth.: L. M. Ferris, J. C. Mailen, J. J. Lawrence e. a.
41. **Distribution of Lanthanide and Actinide Elements between Liquid Bismuth and Molten LiCl—LiF and LiBr—LiF Solutions.**—«J. Inorg. Chem.», 1972, v. 34, N 1, p. 313. Auth.: L. M. Ferris, J. C. Mailen, J. J. Lawrence e. a.
 42. **Chemical Technology Division Annual Progress Report for Period Ending May 31 1968.** ORNL—4272, USA, 1968.
 43. **Briggs R. B.** Tritium in Molten-Salt Reactors. —«Reactor Technol.», 1971, v. 14, N 4, p. 335.
 44. **Malinauskas A. P., Richardson D. M.** The Solubilities of Hydrogen, Deuterium and Helium in Molten Li_2BeF_4 .—«Ind. Engng Chem.», 1974, v. 13, p. 242.
 45. **Advances in Molten-Salt Chemistry V. 3.** Edit. by J. Branstein, G. Marmontov, G. P. Smith, Plenum Press—New York, 1975, p. 115.
 46. **Stieney R.** Diffusion and Permeation of Hydrogen Isotopes in Fusion Reactor. — Report Massachusetts Institute of Technology, R-02139, 1972.
 47. **Korsmeyer R. B.** Tritium Distribution and Control in the MSBR Molten-Salt Reactor Program. ORNL—4676, USA, 1972, p. 35.
 48. **Kantor S., Wallfz R. W.** Studies of Hydrogen Evolution and Tritium Exchange in Fluoroborate Coolant Molten-Salt Reactor Program. ORNL—4676, USA, 1972.
 49. **McNeese L. E., Rosental M. W.** MSBR: A Review of its Status and Future. —«Nucl. News», 1974, v. 17, N 2, p. 52.
 50. **Compere C. L.** Dissociation Gas Heat Transfer Scheme and Tritium Control in Molten-Salt Power System Molten-Salt Reactor Program. ORNL—4801, USA, 1972.
 51. **Krasin A. K., Nesterenko V. B.** Dissociating Gases: a New Class of Coolants and Working Substances for Large Power Plants. —«Atomic Energy Rev.», 1971, v. 9, N 1, p. 177.
 52. **Current Progress in Molten-Salt Reactor Development.** —«Atomic Energy Rev.», 1971, v. 9, N 3, p. 601. Auth.: M. W. Rosental, P. N. Haubenreich, H. E. McCoy, L. E. McNeese e. a.
 53. **Bell M. J., McNeese L. E.** MSBR Fuel Processing Using the Fluorination-Reductive Extraction and Metal-Transfer Flowsheet. — In: Engineering Development Studies to MSBR Processing, N 6, ORNL—TM—3141, 1971, p. 36.
 54. **Baes C. F.** The Chemistry and Thermodynamics of Molten-Salt Reactor Fuels.—In: Symposium on Reprocessing of Nuclear Fuels, ed. by P. Chiotti, Nuclear Metallurgy. V. 15, USAEC—CONF-690801, 1969, p. 617—624.
 55. **Hansen M.** Constitution of Binary Alloys. McGraw-Hill Book Company, Inc., New York—Toronto—London, 1958.
 56. **Mineral Facts and Problems Bulletin 650.** Bureau of Mines, U. S. Government Printing Office, Washington, 1970.
 57. **Koger J. W.** Corrosion Product Deposition in Molten Fluoride Salt Systems.—«Corrosion-Nace», 1974, v. 30, N 4, p. 125.
 58. **Koger J. W.** Salt Corrosion Studies.—In: Molten-Salt Reactor Program. Semiannual Progress Report for Period Ending August 31 1972. ORNL—4832, USA, 1973, p. 124.
 59. **Huntley W. R., Silverman M. D.** System Design Description of Forced-Convection Molten-Salt Corrosion Loops MSR-FCL-3 and MSR-FCL-4. ORNL—TM—5540, USA, 1976.
 60. **Koger J. W.** Alloy Compatibility with LiF—BeF_2 Salts Containing ThF_4 and UF_4 . ORNL—TM—4286, USA, 1972.
 61. **Khan I. A.** Salzschmelzenbrüeter-Studie (Abschluss bericht) Material-Untersuchungen, Juel-718 RW, FRG, 1970.
 62. **Taboada A.** Metallurgical Development.—In: Molten-Salt Reactor Program. Semiannual Progress Report. ORNL—3708, USA, 1964, p. 330.
 63. **Bloom E. E.** Nucleation and Growth of Void in Stainless Steel During Fast—Neutron Irradiation. — In: Radiation-Induced Voids in Metals. New York, USAEC Office of Information, 1972, p. 1.
 64. **Baner A. A., Kaughlilaski M.** Helium Generation in Stainless Steel and Nickel. —«J. Nucl. Mater.», 1972, v. 42, p. 91.
 65. **Harries D. R.** Neutron Irradiation Embrittlement of Austenitic Stainless Steels and Nickel Base Alloys. «J. Brit. Nucl. Soc.», 1966, v. 5, p. 74.
 66. **Martin W. R., Weir I. R.** Postirradiation Creep and Stress of Hastelloy N.—«Nucl. Appl.», 1967, v. 3, p. 167.
 67. **McCoy H. E.** An Evaluation of the Molten-Salt Reactor Experiment Hastelloy N Surveillance Specimens. ORNL—TM—3063, USA, 1971.
 68. **Rosental M. W.** Recent Progress in Molten-Salt Reactor Development.—«J. Nucl. Mater.», 1972, v. 42, p. 91.
 69. **McCoy H. E., Gehlbach R. E.** Influence of Zirconium Additions on the Mechanical Properties of a Ni—Mo—Cr Alloys in the Irradiated and Unirradiated Conditions. —«J. Nucl. Mater.», 1971, v. 40, N 2, p. 151.
 70. **Bloom E. E.** In-Reactor and Postirradiation Creep-Repture Properties of Type 304 Stainless Steel at 650°C. ORNL—TM—2130, USA, 1968.
 71. **Bloom E. E., Weir J. R.** Development of Austenitic Stainless Steels with Improved Resistance to Elevated-Temperature Irradiation Embrittlement. — In: Irradiation Effects in Structural Alloys for Thermal and Fast Reactors. New York, American Society for Testing Materials, 1969, p. 261.
 72. **Rosental M. W., Haubenreich P. N., Briggs R. B.** The Development Status of Molten-Salt Breeder Reactors. ORNL—4812, USA, 1972.
 73. **Kedl R. J.** MSRP Semiannual Progress Report. ORNL—4344, USA, 1968, p. 72.
 74. **Graphite Behavior and its Effect on MSBR.** —«Nucl. Engng Design», 1969, v. 9, N 2, p. 157. Auth.: P. R. Kasten, E. S. Bettis, W. H. Cook e. a.
 75. **Bettis E. S., Robertson R. C.** The Design and Performance Feature of a Single-Fluid Molten-Salt Breeder Reactor. —«Nucl. Appl. Technol.», 1970, v. 8, N 2, p. 190.
 76. **Perry A. M., Bauman H. F.** Reactor Physics and Fuel-Cycle Analyses.—«Nucl. Appl. Technol.», 1970, v. 8, N 2, p. 208.
 77. **Eiffantin M. M., Malherbe, Yvars.** Reacteur a Sels Fondus. Filier «Sels Fondus», Dossier Technique, «Coeur», v. 1, CEA/DEDR/DEMT R-76-16, 1976.
 78. **Engel J. R., Kerr H. T., Allen E. J.** Nuclear Characteristics of a 1000-MW(e) Molten-Salt Breeder Reactor. —«Trans. Amer. Nucl. Soc.», 1975, v. 22, p. 705.
 79. **Robertson R. C.** Concertual Design Study of a Single-Fluid Molten-Salt Breeder Reactor. ORNL—4541, USA, 1971.
 80. **Perry A. M.** Influence of Neutron Date on Design of other Types of Power Reactors. ORNL—TM—2157, USA, 1968.
 81. **Shimazu Y.** Fuel Cycle Cost Analysis on Molten-Salt Reactors. —«J. Nucl. Sci. Technol.», 1976, v. 13, N 4, p. 190.
 82. **Spinrad B. I.** The Role on Nuclear Power in Meeting World Energy Needs. — In: Environment Aspects of Nuclear Power Stations. Proceedings of Symposium, New York, 10—14 August 1970. Vienna, IAEA, 1971, p. 57.
 83. **Went J. J., Wiechers W. K.** The Impact of Fuel Cycle Economics in the Future Development on Nuclear Power. — In: Advanced in Nuclear Science and Technology. V. 6. Academic Press, New York—London, 1972.
 84. **Bendel, Israel.** Remarques sur les estimations de couts du projet MSBR d'Oak Ridger — Filiere «Sels Fondus», Dossier Technique, v. 1, CEA/DGR/ADjt 7655.

85. Perry A. M., Weinberg A. M. Thermal Breeder Reactors. — «Ann. Rev. Nucl. Soc.», 1972, v. 22, p. 317
86. Bauman H. F. Fuel for Molten-Salt Converter Reactors. ORNL—4832, USA, 1972.
87. Доллежалъ Н. А., Корякин Ю. И. Высокотемпературные реакторы как фактор научно-технического прогресса в энергетике. — «Атомная энергия», 1976, т. 40, вып. 2, с. 133.
88. Блинкин В. Л., Гельман Э. Б., Новиков В. М. Снижение осколочной активности и мощности остаточного тепловыделения в жидкосольевых реакторах с циркулирующим топливом. — «Атомная энергия», 1977, т. 43, вып. 2, с. 131.

Глава 1. Жидкосольевые ядерные реакторы — перспективное направление физико-химической концепции реакторостроения	3
§ 1. Две концепции развития ядерных реакторов	3
§ 2. Преимущества реакторов физико-химической концепции	6
§ 3. ЖСР — перспективный тип реактора физико-химической концепции	11
§ 4. Выбор топливных композиций для ЖСР	12
Глава 2. Экспериментальные жидкосольевые реакторы	17
§ 5. ARE — первый жидкосольевой реактор с циркулирующим топливом	17
§ 6. Эксперименты на реакторе MSRE — физическая и технологическая основа проектирования жидкосольевых энергетических реакторов	22
Глава 3. Физико-химические и технологические проблемы жидкосольевых реакторов	32
§ 7. Основные принципы регулирования состава топливных композиций ЖСР	32
§ 8. Проблемы трития	36
§ 9. Организация переработки топлива для уран-ториевого жидкосольевого реактора-размножителя	42
§ 10. Конструкционные материалы	46
Глава 4. Жидкосольевой уран-ториевый реактор-размножитель на тепловых нейтронах (MSBR)	60
§ 11. Атомная электростанция с жидкосольевым реактором-размножителем	60
§ 12. Нейтронно-физические характеристики MSBR и параметры равновесного топливного цикла	67
§ 13. Запуск и работа MSBR на первой топливной загрузке	72
§ 14. Экономическая эффективность MSBR	73
§ 15. Пути увеличения эффективности жидкосольевых реакторов-размножителей на тепловых нейтронах	76
Глава 5. Жидкосольевые реакторы различного назначения	80
§ 16. Жидкосольевые конвертеры на тепловых нейтронах	80
§ 17. Работа ЖСР в режиме переменных нагрузок	83
§ 18. Высокотемпературные ЖСР	90
Глава 6. Проблемы безопасности и воздействия на окружающую среду жидкосольевых реакторов	93
§ 19. Ядерная безопасность ЖСР	93
§ 20. Радиационная безопасность ЖСР	97
§ 21. Экология и ЖСР	102
Список литературы	106

ИБ № 462

*Виктор Львович Блинкин
Владимир Михайлович Новиков*

**ЖИДКОСОЛЕВЫЕ
ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ**

Редактор **Г. Б. Казьмина**

Художественный редактор **А. Т. Кирьянов**

Технический редактор **И. Н. Подшебякин**

Корректор **Е. В. Журина**

Сдано в набор 10/1-1978 г. Подписано к печати
11/V 1978 г. Т-09905 Формат 60×90^{1/16}. Бумага
типографская № 2. Усл. печ. л. 7,0. Уч.-изд. л. 7,15.
Тираж 1600 экз. Цена 1 р. 10 к. Зак. изд. 75140.

Зак. тип. 957

Атомиздат, 103031, Москва, К-31, ул. Жданова, 5
