

Перспективные новые разработки, основанные на технологии и опыте эксплуатации высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов

Ценный опыт в рамках западногерманской программы

Р. Шультен

Керамические твэлы, используемые в высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах (HTGR), могут выдерживать очень высокие температуры без разгерметизации. Их можно использовать в активной зоне реактора с низким удельным тепловыделением, где в силу исключительно физических процессов ограничена скорость повышения температуры и максимальная температура отвода остаточного тепла. Эти основные характеристики, проверенные в рамках широкомасштабной программы опытно-конструкторских работ и подтвержденные опытом эксплуатации HTGR, позволяют выработать совершенно новую концепцию обеспечения безопасности, в соответствии с которой каждый твэл выполняет функции защитной оболочки, способной удерживать продукты деления даже в случае самых крупных гипотетических аварий.

Реализация этой новой концепции обеспечения безопасности позволяет разрабатывать более простые конструкции энергетических реакторов, исключая крупные аварии, доступные (по крайней мере большинство таких реакторов) для развивающихся стран и гарантирующие надежную эксплуатацию и техническое обслуживание.

Опыт эксплуатации HTGR в Федеративной Республике Германия

Одновременная эксплуатация двух высокотемпературных реакторов HTR и AVR, а также ториевого высокотемпературного реактора в рамках широкомасштабной программы реакторных разра-

боток в Федеративной Республике Германия внесла весьма значительный вклад в понимание технологии HTGR.

Реактор AVR тепловой мощностью 50 МВт проработал в течение 20 лет. Цель его эксплуатации заключалась в демонстрации технической осуществимости и возможности эксплуатации реактора с шаровыми твэлами при высоких температурах. В этот период были подвергнуты испытаниям различные твэлы, частично для ториево-уранового цикла и, частично, для цикла с использованием низкообогащенного урана. В течение почти всего времени эксплуатации температура газа на выходе из активной зоны составляла 950 °С. Качество твэлов совершенствовалось из года в год. Уровень радиоактивного загрязнения гелиевого контура был чрезвычайно низким. Все компоненты функционировали без каких-либо заметных неполадок.

Высокий отрицательный температурный коэффициент дал возможность доказать, что все эксплуатационные и аварийные ситуации можно контролировать в случае необходимости без использования стержней управления. В значительной степени управление реактором осуществлялось путем использования эффекта отрицательного температурного коэффициента реактивности.

Было исследовано несколько конкретных эксплуатационных проблем. К их числу относилась возможность удержания радиоактивного загрязнения CO, H₂ и CH₄ в гелиевом контуре на низком уровне, что играет важную роль в борьбе с коррозией. В нормальном режиме эксплуатации протечки воды и пара из парогенератора удерживались на достаточно низком уровне. Одна крупная течь, которая произошла в результате разрыва одной из трубок парогенератора, была устранена и не привела к каким-либо повреждениям. После удаления воды трубку герметизировали, и реактор снова был пущен в эксплуатацию без потери мощности.

Г-н Шультен возглавляет Институт реакторных разработок в Центре ядерных исследований (KFA), Юлих, Федеративная Республика Германия.

Непрерывная перегрузка топлива, т.е. загрузка и выгрузка шаровых твэлов на мощности, после небольшого ремонта системы перегрузки проходила без сбоев. Общее количество твэлов, использованных в реакторе за 20 лет эксплуатации, составило почти два миллиона. Процент повреждения твэлов был очень низким.

То же самое можно сказать и о пылеобразовании в первом контуре. Была получена важная информация о поведении продуктов деления. Были проведены важные исследования в области десорбции и абсорбции различных продуктов деления в графите. Кроме того, было продемонстрировано, что даже при температуре 1600 °С утечка продуктов деления из твэлов с большой глубиной выгорания топлива (100 000 МВт-сутки/т) была чрезвычайно низкой. Необходимо также отметить, что проводившиеся на реакторе AVR эксперименты в области безопасности показали, что в случае одновременного отказа системы охлаждения и системы управления реактором стабилизация реактора происходила исключительно за счет отрицательного температурного коэффициента и избыточное тепло удалялось за счет теплопроводности и излучения без какого-либо ущерба для реактора. После этих экспериментов реактор удавалось вернуть в рабочее состояние в течение нескольких дней.

Ториевый высокотемпературный реактор электрической мощностью 300 МВт, пущенный в эксплуатацию в 1985 г., является еще одним доказательством прекрасных характеристик технологии HTGR. Низкий уровень выброса продуктов деления дает несколько положительных результатов, включая низкую коллективную дозу облучения эксплуатационного и обслуживающего персонала. Были подтверждены все расчетные физические и технические характеристики.

На раннем этапе эксплуатации возникли две конкретные проблемы механического характера. Причины их возникновения были быстро установлены. Первая проблема была связана с более высоким по сравнению с расчетным процентом повреждения твэлов первоначальной загрузки. Как выяснилось, это было вызвано переуплотнением верхнего слоя первой засыпки твэлов, так как персоналу было разрешено стоять и ходить по поверхности активной зоны во время загрузки твэлов. Более того, был проведен целый ряд испытаний, связанных с введением стоп-стержней в плотную засыпку твэлов. В результате непрерывной перегрузки топлива было заменено большинство поврежденных твэлов и уменьшена общая плотность их засыпки. Процент повреждения твэлов постепенно опустился до проектных уровней. Вторая проблема была связана с уменьшением скорости выгрузки шаровых твэлов при увеличении уровня мощности реактора. Эту проблему удалось решить путем установки в разгрузочном трубопроводе встроеной системы параллельной перегрузки твэлов. Обнаруженные недавно повреждения болтов крепления системы изоляции горячих участков трубопровода между реактором и парогенератором не привели к сбоям в работе реактора; ни одна из вышеперечисленных проблем не оказала отрицательного влияния на привлекательность технологии HTGR.

Концепция обеспечения безопасности HTGR

Системы управления и защиты, обеспечивающие безопасность обычных АЭС, представляют собой комбинацию активных и пассивных систем. Активные системы срабатывают в результате взаимодействия различных датчиков, механизмов управления, приводов и подачи энергии. При их изготовлении необходимо соблюдать высокие стандарты качества. Пассивные системы не требуют столь высокой точности изготовления и контроля. Наиболее предпочтительны пассивные системы, в основе работы которых лежат законы физики и термодинамики. Таким образом, в будущем во избежание аварий в технологии обеспечения безопасности надо попытаться максимально широко использовать такие системы.

Технология HTGR вышла на этот уровень даже в отношении запредельных аварий. Благодаря высокой теплоемкости HTGR, подъем температуры происходит очень медленно. В результате отпадает необходимость в принятии неотложных контрмер по устранению аварии. Максимальные температуры можно ограничить, что позволит избежать выброса продуктов деления.

Можно ли обеспечить полную безопасность HTGR с помощью только пассивных систем? Современный уровень знаний и расчеты позволяют сделать положительный вывод. Основная цель мер по обеспечению безопасности заключается в предупреждении выброса опасных количеств продуктов деления путем удержания температуры твэлов на безопасном уровне и путем предупреждения коррозии. Причиной таких эффектов может стать увеличение реактивности, остаточное тепло, а также паровая и воздушная коррозия. До тех пор, пока твэлы имеют достаточную защиту от таких воздействий, повреждения установки не произойдет.

В случае использования в качестве топлива низкообогащенного урана (НУ) увеличение реактивности, приводящее к росту температуры, не будет влиять на топливо. Любые увеличения реактивности, даже обусловленные утечкой пара, компенсируются за счет эффекта отрицательного температурного коэффициента реактивности, поэтому отпадает необходимость в использовании системы останова ядерного реактора. В силу вышеуказанного, аварии, связанные с изменением реактивности, не могут привести к угрожающему увеличению температуры, в результате которой будут повреждены твэлы и произойдет выброс продуктов деления.

Использование НУ имеет еще несколько преимуществ. Например, в случае утечки пара в первый контур изменение реактивности можно свести к минимуму, если правильно выбрать коэффициент замедления. Переход с топливного цикла, основанного на использовании высокообогащенного урана/тория, на цикл с использованием низкообогащенного урана был осуществлен несколько лет назад. В то время стало очевидным, что сложившаяся ситуация с поставками урана делает неэкономичным ториевый цикл с высоким коэффициентом конверсии, так как последний предусматривает переработку отработавшего топлива. Если использовать НУ, то его можно эксплуатировать до того же уровня, что и топливо легководных реакто-

ров без повторного использования в цикле. Более того, незамедлительное помещение отработавшего топлива в специальные хранилища без его переработки возможно и экономически целесообразно; керамическое покрытие твэлов является достаточным барьером, предупреждающим выброс продуктов деления.

В случае отказа системы охлаждения отвод остаточного тепла можно также осуществлять с помощью пассивных систем на основе законов физики. Можно выбрать такую комбинацию теплоемкости, теплопереноса и конструкции активной зоны, которая позволит не превышать определенную максимальную температуру для конкретной выходной мощности реактора. При этом выброс продуктов деления можно удерживать на достаточно низком уровне.

Более того, была тщательно проанализирована коррозия твэлов в результате протечки пара и воды в активную зону. Как говорилось выше, увеличение реактивности в этом случае можно контролировать с помощью коэффициента замедления. А в результате такую аварию также можно контролировать, не используя для этого систему останова ядерного реактора. В силу того, что все подобные события во время аварии, связанной с протечками, происходят в течение одного часа, а за это время температура твэлов не намного будет отличаться от нормальной эксплуатационной температуры, результирующая коррозия будет незначительной и не приведет к выбросу больших количеств радиоактивных продуктов деления. Воздушная коррозия возможна только в случае падения давления, т.е. потери теплоносителя, ведущей к установлению равновесия внутреннего и внешнего давлений. В этом случае в результате диффузии и естественной конвекции воздух попадает в корпус реактора, однако скорость течи будет ограничена максимальной площадью свища, которая всегда будет небольшой. В результате будет происходить медленная коррозия поверхности твэлов. Однако это не приведет к крупному повреждению активной зоны, так как скорость воздушной течи будет низкой. Максимальная площадь свища определяется качеством и адекватной надежностью стальных корпусов, корпусов из предварительно напряженного бетона или литых стальных корпусов. Самая современная система обеспечения безопасности небольшого HTGR основана на использовании только двух пассивных компонентов: надежности твэлов при воздействии высоких температур и корпуса реактора, в котором размещается первый контур.

Сейчас становится ясно, что технологию обеспечения безопасности HTGR в принципе можно еще больше упростить и сделать еще больше очевидной. Твэлы можно герметизировать или пропитывать карбидом кремния (SiC), что делает их инертными к воздействию коррозии. Скорости коррозии во время аварий с протечкой воды или воздуха в первый контур, которые, как говорилось выше, уже сейчас низкие, можно сделать чрезвычайно малыми. В этих случаях даже целостность корпуса реактора могла бы не иметь критически важного значения с точки зрения обеспечения безопасности; сами твэлы будут выполнять функцию барьера безопасности на пути любых аварий. Все компоненты реактора, включая системы управления и

персонал, будут тогда использоваться только для поддержания готовности станции, а их роль в обеспечении безопасности будет сведена к минимуму. Исходя из этой концепции, вероятно, можно будет еще больше упростить конструкцию станции. В этом случае можно было бы значительно снизить высокие стандарты качества и контроля за изготовлением компонентов, которые существуют сейчас. В то же время использование твэлов в качестве барьера на пути крупных аварий является простым и прагматичным путем предупреждения таких серьезных эффектов. Эта концепция помогла бы значительно снизить затраты на АЭС.

Кроме того, дополнительная SiC-защита, вероятно, поможет устранить промежуточный контур, так как в случае разрыва трубы активная зона будет достаточно защищена от коррозии в результате попадания в нее воды и воздуха. То же самое можно сказать и об использовании газовых турбин в прямом контуре, что обеспечит наиболее эффективное использование ядерной энергии для производства электроэнергии и тепла.

Описанную выше концепцию обеспечения безопасности, которая позволяет ликвидировать аварию, связанные с изменением реактивности, с помощью эффекта отрицательного температурного коэффициента реактивности, отвода остаточного тепла за счет теплопроводности и излучения, а также благодаря предупреждению коррозионных процессов с помощью SiC-защитного покрытия, можно было бы использовать и в отношении более мощных реакторов. В этом случае соотношение площади активной зоны и ее объема должно быть достаточно большим. Этого можно добиться за счет изменения геометрии конструкции активной зоны. Один из наиболее подходящих вариантов заключается в создании конструкции активной зоны в виде тора. Например, тор диаметром 16 м, высотой 8 м и шириной 2 м с плотностью энерговыделения равной 3 МВт/м³ позволит достичь уровня мощности в диапазоне 1000 МВт_{эл}.

Роль защитной оболочки такого тора мог бы выполнять корпус реактора из предварительно напряженного бетона или корпус из предварительно напряженных литых стальных блоков. Технология изготовления таких корпусов широко известна. Проводились испытания предварительно напряженного корпуса из литых стальных блоков, выполненного в уменьшенном масштабе (1:10). Герметизация таких корпусов достигается благодаря сварке всех блоков, и такие сварные соединения продемонстрировали хорошие характеристики во время экспериментов. Рабочая температура может достигать 300 °С. Температура возвратного потока гелия, который имеет контакт и охлаждает поверхность корпуса, достигает 250–270 °С. Стальные блоки можно изготавливать с помощью обычных технологий в заводских условиях и доставлять на площадку для последующей сборки, предварительного напряжения и сварки. Таким образом, характеристики безопасности небольших модульных реакторов можно было бы использовать в реакторах с активной зоной в виде тора в целях создания более крупных реакторов.

Использование технологического тепла ядерных реакторов

В прошлом основная цель ядерной энергетики заключалась в замене энергетических источников, использующих ископаемое топливо в производстве электроэнергии. В будущем эта замена будет играть все более важную роль в целях максимального уменьшения выбросов CO_2 и защиты атмосферы. До настоящего времени АЭС строили и эксплуатировали в основном промышленно развитые страны, в будущем такая технология потребует и развивающимся странам. Однако использования ее только для производства электроэнергии, вероятно, будет недостаточно для достижения требуемого сокращения выбросов CO_2 в атмосферу. Производство технологического тепла, а также очистка ископаемого топлива в целях получения более экологически чистых видов топлива могут стать новыми областями использования ядерной энергии. До настоящего времени достижение необходимых для этого более высоких температур ограничивалось не столько возможностями активной зоны, сколько горячих ниток трубопроводов и парогенераторов. Учитывая темпы прогресса в области материаловедения и, главным образом, в области керамических материалов, представляется вероятным, что в ближайшее время эта технология позволит достигнуть более высоких температур, чем те, с которыми мы можем справиться в настоящее время.

Выводы

Для мировой экономической энергосистемы необходимы простые и экономичные АЭС, которые можно легко строить и которые впитали бы в себя концепции обеспечения безопасности, исключающие возможность крупных аварий. Простота конструкций — это обязательное требование, выполнение которого необходимо для обеспечения финансирования строительства АЭС в мире и создания возможностей изготовления компонентов в развивающихся странах. Наиболее удобный путь достижения этой цели заключается в замене активных систем обеспечения безопасности АЭС на пассивные системы, которые не требуют соблюдения высоких стандартов точности изготовления и больше подходят для этих стран.

Возрастающие мировые потребности в энергии в совокупности с растущим беспокойством по поводу воздействия на окружающую среду производства электроэнергии со сжиганием ископаемого топлива требуют увеличения доли ядерной энергии в удовлетворении этих потребностей. Технология HTGR благодаря появившейся уникальной концепции обеспечения безопасности, простоте конструкций реакторов, которые можно в результате этого разрабатывать, и широкому диапазону возможных областей применения кажется идеальной альтернативой, которая может внести значительный вклад в удовлетворение этих потребностей.