

ПРОБЛЕМЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

О.Д. Казачковский

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Рассматривается вопрос о создании реакторов на быстрых нейтронах второго поколения, работающих в замкнутом топливном цикле. Предлагаются меры по существенному улучшению их технических и экономических характеристик. Наиболее радикальные из них – использование газодинамического рабочего цикла и отказ от промежуточного контура теплоносителя. Показываются преимущества использования сухих методов, и, в частности, пироэлектрохимического для переработки облученного топлива. Учитывается также и повышение требований по нераспространению ядерных материалов.

ВВЕДЕНИЕ

Реакторы на быстрых нейтронах позволяют использовать для нужд атомной энергетики весь добываемый уран, включая и тот, который ныне уходит в отвал, возможно также использование и всего тория. Тем самым они, в отличие от ныне применяемых реакторов на тепловых нейтронах, дают возможность увеличить сырьевую базу атомной энергетики в сотни раз.

Проблема быстрых реакторов в комплексе состоит из двух разноплановых задач. Требуется разработка и создание как реакторов принципиально нового типа, так и специализированных предприятий топливного цикла, обеспечивающих необходимый оборот облученного ядерного топлива. В нашей стране работы по быстрым реакторам начались в 1950 г. Научное руководство проблемой в целом было возложено на ГНЦ РФ-ФЭИ (тогда Лабораторию В).

РЕАКТОРЫ БН

По условиям физики в быстрых реакторах нельзя применять в качестве теплоносителя в активной зоне воду, как это делается во всех других крупных энергетических реакторах. Поэтому пришлось идти на использование совсем нового вида теплоносителя – расплавленного металла.

В начале работ наиболее сложной и первоочередной задачей представлялось создание самих реакторов. И именно на этом были сосредоточены основные усилия. Довольно скоро удалось здесь достигнуть весомых положительных результатов. Наши энергетические быстрые реакторы, разработанные ОКБМ, а также ОКБ «Гидропресс», работают надежно уже длительное время. Можно с уверенностью сказать, что первая задача проблемы – доказать «теорему существования» самих быстрых реакторов была успешно решена. При этом подтвердилась правильность

выбора основных технологических идей, заложенных в основу всех проектов. Это, прежде всего, использование жидкого натрия или натрий-калия в качестве теплоносителя, а также применение ядерного горючего в виде оксидов урана и плутония. Такой же вывод можно сделать и на основании зарубежного опыта. Нет никаких причин к ревизии этих основных положений. В то же время видны и пути дальнейшего совершенствования конструкции и параметров реакторов БН, позволяющие заметно улучшить технологичность и соответственно экономичность проектов.

На первом этапе для выработки энергии было решено использовать то, что, как говорится, имелось под рукой, а, именно, паровые турбины. Хотя это и вызывало серьезные трудности и даже опасения за безопасность, т.к. интенсивный характер взаимодействия воды с натрием в случае появления неплотности в парогенераторе мог привести к неприятным последствиям. Самое же главное то, что попадание водорода в активную зону могло вызвать недопустимое повышение реактивности системы. Во избежание этого пришлось ввести дополнительный промежуточный натриевый контур, изолирующий активную зону от возможности попадания в нее водорода при аварии парогенератора. Конечно, лишний промежуточный контур – это дополнительное оборудование, а, значит, и дополнительные капиталовложения и снижение термического потенциала на входе в турбину. Сейчас, когда сомнений в хорошей работоспособности натриевого оборудования нет, пришло время заняться разработкой более подходящего газодинамического цикла с другим рабочим телом с тем, чтобы избавиться от промежуточного контура. Вероятно, в качестве рабочего тела лучше всего подойдет углекислый газ. Он вполне технологичен, обладает большей молекулярной теплоемкостью, чем, скажем, гелий и, следовательно, при прочих равных условиях потребует соответственно меньшее давление в контуре. К тому же, как показал опыт работы на английских реакторах, углекислый газ достаточно устойчив в радиационном поле.

В первом контуре должен оставаться тот же натрий. Естественно, должны быть приняты меры предосторожности от превышения давления в корпусе реактора на случай возникновения неплотности в теплообменнике натрий-газ. Это, в первую очередь, предохранительные клапаны. Также целесообразно использовать теплообменники обратного типа, в которых натрий течет по трубкам, а газ проходит в межтрубном пространстве [1]. В них невозможен внезапный разрыв труб под внутренним давлением, а также цепная реакция подобных повреждений. Кроме того, сжимающие напряжения на внешней поверхности труб снижают угрозу коррозионного воздействия со стороны теплоносителя.

Сейчас нет смысла отказываться от принятого оксидного топлива, которое работает безупречно практически во всех энергетических реакторах мира и более удобно для химпереработки. Однако для реакторов БН оно не самое выгодное, т.к. дает сравнительно невысокий коэффициент воспроизводства ядерного горючего. Впрочем, это пока что и не очень важно, поскольку ныне доступны большие запасы наработанного плутония в тепловых реакторах, а также освобождающийся оружейный плутоний. Оксидное топливо еще и тем хорошо, что позволяет получать весьма глубокое выгорание за кампанию. В результате снижаются объемы химпереработки и рефабрикации ТВС. В будущем для увеличения общего, а также внутреннего коэффициента воспроизводства может понадобиться и более плотное топливо, такое как нитридное или металлическое, хотя для этого придется преодолеть серьезные трудности.

Наличие ныне обильных запасов ядерного горючего позволяет ориентироваться на более низкий темп воспроизводства, чем ранее предполагалось. Это означает, что имеет смысл уменьшить энергонапряженность активной зоны [2]. При этом

можно будет допустить меньшую долю теплоносителя и соответственно большую долю урана-238 в активной зоне. В результате получится следующее:

- снизится доля горючего в топливной смеси и, как следствие, большая доля горючего будет выгорать за кампанию (при заданной общей глубине выгорания), что снизит нагрузку на химию и соответственно уменьшит топливную составляющую стоимости электроэнергии;
- увеличится внутренний КВ – это уменьшит требования к системе компенсации реактивности и упростит конструкцию активной зоны;
- дополнительно снизится невыгодный пустотный эффект реактивности.

Можно также рассмотреть целесообразность использования в качестве теплоносителя неэвтектической смеси натрия с калием с температурой плавления несколько ниже комнатной. Это позволит существенно сократить громоздкую систему электрообогрева, которая нужна только на время запуска реактора. Заодно еще более уменьшится пустотный эффект реактивности.

Следует внимательно рассмотреть вопрос о выборе оптимального направления движения теплоносителя в активной зоне: сверху вниз или снизу вверх. В нашем первом работавшем на мощности быстром реакторе с ртутным охлаждением (БР-2) теплоноситель в активной зоне двигался сверху вниз. Такое направление дает ряд преимуществ и, прежде всего, в конструкции активной зоны, поскольку исключается угроза всплытия ТВС в потоке теплоносителя, что избавляет от необходимости снабжать ТВС сложным нижним хвостовиком для гидравлической компенсации давления. Существенно упрощается и нижняя опорная плита. Не менее важно то, что упрощается и система аварийного расхолаживания, т.к. при внезапной остановке насосов большой запас холодного натрия над активной зоной может некоторое время переходить в дыхательное пространство в теплообменниках (возможно иметь и специальные дополнительные емкости для этого), продолжая ее охлаждать. Постепенно этот поток сменится естественной циркуляцией.

Сверху над активной зоной расположены приводы управляющих органов. Омывание их относительно холодным натрием даст еще одно преимущество – нет опасности температурных деформаций (вплоть до заклинивания приводов, как это может иметь место при нагреве их натрием, выходящим из активной зоны), что существенно в случае аварийного разгона.

Относительно высокое давление над активной зоной может потребовать принятия дополнительных мер к удержанию верхней пробки на месте – может быть ее придется дополнительно утяжелять или потребуются установить сверху специальный герметизирующий колпак, внутрь которого надо будет подавать необходимое компенсирующее давление.

Можно учесть и другие полезные идеи (см., например, [1]).

1. Использование многослойных сильфонов для компенсации температурных подвижек трубопроводов. У некоторых конструкторов были сомнения в надежности сильфонов, поэтому в реакторах БН-600 и БН-350 температурная компенсация производится с помощью трубных петель, но это при высоких рабочих температурах и толстых трубопроводах приводит к весьма громоздкой компоновке, а также к некоторой задержке с развитием естественной циркуляции. В реакторе БОР-60 пошли на применение сильфонов, и они полностью себя оправдали.

2. Использование всплывающих тарелок для обратных клапанов. У этих клапанов две функции: автоматическое перекрытие обратного потока теплоносителя при остановке одного из насосов и беспрепятственный пропуск потока естественной циркуляции при остановке всех насосов одновременно. Обычные обратные клапаны на основных трубопроводах снабжаются тяжелыми тарелками. Чтобы

пропустить поток естественной циркуляции приходится оставлять их в слегка приоткрытом состоянии, но когда требуется полное закрытие клапана, возникают весьма опасные гидравлические удары. Имеет смысл использовать облегченные тарелки с внутренней полостью. Эти клапаны смогут открываться даже при незначительном напоре естественной циркуляции.

3. Применение более рациональной системы дистанционирования твэлов внутри ТВС. Традиционно оно осуществляется с помощью дистанционирующих проводочек, навиваемых одинаковым образом на все твэлы. Более целесообразно использовать так называемую встречную навивку. При этом в треугольной решетке два соседних твэла имеют противоположные навивки (правую и левую), третий же твэл остается без навивки вообще. При этом сглаживается температурное поле внутри ТВС, а также в них снижается перепад давления теплоносителя.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

Что касается работ по топливному циклу, то задача оказалась более сложной, чем ранее предполагалось. Мы еще не дошли здесь до стадии промышленного освоения необходимых процессов. Главным звеном в топливном цикле является химпереработка облученного топлива. В принципе есть две различные технологические возможности для ее осуществления: использование водной химии (головной разработчик ВНИИНМ) и применение сухой химии, в которой наиболее разработанным является пироэлектрoхимический метод (над этим работает НИИ-АР в кооперации с рядом организаций Уральского региона).

Водно-химический метод разработан давно и применяется для очистки от осколков топлива реакторов ВВЭР, а также для получения оружейного плутония. Но там совсем другие условия. В отношении к замкнутому циклу у водной химии есть свои весьма серьезные недостатки. Несомненно более перспективным здесь является сухой пироэлектрoхимический метод, достаточно простой и технологичный. В нем нет таких жестких ограничений по ядерной безопасности, как в водно-химическом методе. В связи с этим можно допустить количество одновременно перерабатываемого горючего на порядок больше, чем в случае водной химии, что улучшает технологичность процесса и сокращает объем радиоактивных отходов. Для пироэлектрoхимии нет опасности разложения и полимеризации органических экстрагентов в радиационных полях. Для водной химии в данном случае это является камнем преткновения, т.к. создаваемое топливом из реакторов БН радиационное поле во много раз превышает допустимый уровень для водной химии. Радиоактивные отходы пироэлектрoхимии в основном получаются в твердом виде, удобном для хранения или захоронения практически без дополнительной обработки. А само топливо после пироэлектрoхимии образуется в форме гранулята, пригодного для непосредственной загрузки в твэлы и последующего виброуплотнения. На выходе же водно-химического процесса получается так называемая «пушонка» – рыхлый порошок малого насыпного веса. Для получения твердых таблеток, загружаемых в твэлы, требуется сложный многоступенчатый процесс уплотнения и керамизации. К тому же при работе с «пушонкой» возникают обильные высокотоксичные аэрозоли, чего практически нет в случае гранулированного топлива. И, наконец, для получения таблеток нужной кондиции требуется еще и очистка топлива от америция и кюрия. Предполагается их отправлять в отходы, для чего разрабатывается специальная технология их иммобилизации – остекловывание. Для гранулированного топлива нет никакой необходимости избавляться от этих изотопов, поскольку дальнейшей технологии процесса они не мешают. К тому же они относятся к категории ядерного горючего для реакторов БН и будут в них просто выгорать.

Таким образом, пироэлектрoхимический метод в применении к замкнутому топливному циклу имеет явные технологические преимущества по сравнению с водной химией. А отсюда следует и заметная экономическая выгода. По существующим оценкам, сделанным и у нас, и за рубежом, экономический выигрыш при этом может составлять 3–5 раз.

Конечно, за счет сухой химии, осуществляемой при высокой температуре, в принципе нельзя добиться высокой степени очистки от осколков, но она для замкнутого цикла с точки зрения физики и не требуется, т.к. в реакторах БН нет эффекта резонансного поглощения нейтронов, как в тепловых реакторах. Вполне достаточна очистка на два-три порядка, которая достигается в электрохимии всего за одну стадию процесса. Остаточная радиоактивность топлива при этом будет соответствовать накоплению осколков уже за пару дней после начала очередной кампании. Кроме того, надо учесть, что при глубоком и многократно повторяемом выгорании топлива заметный радиационный фон все равно будет создаваться высшими изотопами плутония и другими актинидами.

Наличие остаточной радиоактивности в ядерном горючем практически не должно усложнять процесс изготовления новых твэлов и ТВС, т.к. этот процесс при массовом производстве должен быть автоматизирован и не потребует применения ручного труда. Загрузка радиоактивных ТВС в реактор будет осуществляться по тому же хорошо защищенному каналу, что и разгрузка облученных ТВС, и не потребует принятия дополнительных мер защиты. С другой стороны, радиоактивный фон переработанного горючего в некоторой степени будет даже полезен, поскольку затруднит хищение ядерных материалов, а также кустарное обращение с ними.

В целом процесс пироэлектрoхимической регенерации ядерного топлива и последующая процедура изготовления ТВС являет собой цепь простых технологических операций, легко поддающихся автоматизации и дистанционному управлению. При этом возникает возможность и целесообразность расположить соответствующие технологические комплексы непосредственно на площадках самих АЭС, тем самым весь топливный цикл будет полностью сосредоточен в хорошо охраняемых и защищенных местах. Такие интегральные АЭС в конечном счете будут потреблять извне лишь природный (или отвалный) уран и выдавать наружу электроэнергию. В отдельных случаях можно будет получать и нужные для использования в других отраслях продукты деления. Исчезнет необходимость транспортировки облученного топлива вне пределов станции, что экологически весьма важно. А самое главное, практически исключится опасность хищения ядерного горючего в процессе его транспортировки на далекие расстояния, что наиболее полно отвечает требованиям нераспространения ядерного оружия.

Обычная водная химия, дающая весьма глубокую очистку, также может найти применение в программе реакторов БН, т.к. часть глубоко очищенных ядерных материалов в будущем может потребоваться для других специальных целей, и, в частности, в космосе. Особую привлекательность здесь может иметь уран-233, в принципе являющийся малофоновым продуктом. Для его получения в реактор БН должны будут загружаться специальные ТВС с торием. Кстати, осколков в них будет накапливаться значительно меньше, чем в штатных уран-плутониевых ТВС, что существенно облегчит условия для водно-химической переработки. Малофоновые ядерные материалы, выдаваемые наружу, естественно, потребуют принятия строгих режимных мер по их защите и сохранности.

По специальному постановлению правительства в Димитровграде Ульяновской области, в НИИАР была создана интегральная опытно-промышленная АЭС, включа-

ющая энергетический реактор на быстрых нейтронах БОР-60 и комплекс по пиро-электрохимической переработке ядерного топлива с автоматизированной цепочкой для изготовления твэлов и ТВС – Орел. Ее более чем 20-летняя эксплуатация подтвердила основные предпосылки, заложенные в основу проекта.

ЭКОНОМИКА

Целесообразность широкого промышленного внедрения реакторов БН всецело определяется экономическими факторами, с учетом, разумеется, и обеспечения всех мер безопасности. Имеется в виду безопасность как для персонала АЭС, так и для окружающей среды, а также обеспечение необходимых условий нераспространения ядерного оружия. Имеет смысл проводить экономические сопоставления энергетических реакторов БН с их главным «конкурентом» – тепловыми реакторами.

Расчет экономических параметров – вопрос сложный и неоднозначный, т.к. до сих пор нет достаточно четко обоснованной методики расчета для таких отличающихся специфическими особенностями установок, как АЭС. Совершенно очевидно, что экономические показатели, в принципе, должны быть объективными, не зависимыми от субъективных или конъюнктурных оценок тех или иных пусть даже и авторитетных специалистов. Стоимость продукции в любом случае должна адекватно соответствовать произведенным затратам. И здесь возникает извечный вопрос – как правильно учитывать в стоимости продукции капитальные, т.е. рассчитанные на длительное использование созданных объектов затраты. Очевидно, что они должны входить в стоимость продукции в виде регулярных начислений на капитал. Но как велики должны быть эти начисления? Этот вопрос детально рассмотрен в [3]. Вывод, который с достаточным основанием там был сделан, состоит в том, что размер начислений должен быть существенно меньше, чем ныне принимаемый директивный. Впрочем, для таких капиталоемких предприятий как АЭС (и, тем более, для АЭС с реакторами БН), вклад капитальной составляющей в стоимость продукции, т.е. электроэнергии, все равно оказывается весьма большим, заметно больше топливной составляющей.

КПД для реакторов БН заметно выше, чем для тепловых реакторов. И это дает заметный выигрыш в стоимости электроэнергии. В то же время нет никакой необходимости в дальнейшем повышении термических параметров АЭС с целью достижения максимального КПД. Увеличение КПД может быть оправдано для случая обычных тепловых электростанций на органическом топливе, т.к. там главный вклад в стоимость производимой электроэнергии – за счет топливной составляющей. Ради этого можно и увеличивать сравнительно небольшую долю капитальной составляющей. Для АЭС, и особенно АЭС с быстрыми реакторами, все не так. Топливная составляющая и так мала. Делать ее еще меньше за счет повышения рабочей температуры и применения более дорогих жаростойких материалов не имеет смысла, т.к. вклад капитальной составляющей увеличится еще сильнее.

Здесь следует отметить, что согласно [3] стоимость первой загрузки горючего в реактор (а она велика именно для реакторов БН), а также во весь топливный цикл в целом, не должна входить в капиталовложения, как это предлагают некоторые авторы, т.к. она являет собой стоимость расходуемого материала и должна учитываться лишь в топливной составляющей. Одни и те же затраты не должны учитываться дважды, иначе это могло бы необоснованно ухудшить сравнительные экономические показатели реакторов БН. И, наконец, необходимо также отметить, что стоимость плутония, основного ядерного горючего для реакторов БН, в установленном замкнутом цикле определяется только затратами на его извлечение из

отработавших твэлов. Можно ожидать, что в будущем по мере совершенствования технологии регенерации топлива она будет только уменьшаться.

Технологические совершенствования, которые предлагаются осуществить в реакторах БН второго поколения и, прежде всего, отказ от промежуточного контура, будут немало способствовать снижению капитальной составляющей, а использование такого прогрессивного метода химпереработки, как электрохимия в расплавленных солях, снизит и топливную составляющую. Для тепловых реакторов топливная составляющая будет только повышаться в связи с предстоящим исчерпанием богатых урановых месторождений. Частичное использование в тепловых реакторах накапливаемого плутония является нерациональным, т.к. относительно большое содержание в нем высших изотопов сказывается отрицательно на протекании цепной реакции на тепловых нейтронах.

Можно ожидать, что общая экономическая эффективность энергетических реакторов БН уверенно превысит экономическую эффективность тепловых реакторов уже в ближайшем будущем.

Литература

1. Казачковский О.Д. Реакторы на быстрых нейтронах. – Обнинск, 1995.
2. Казачковский О.Д., Матвеев В.И. // Атомная энергия. – 2004.
3. Казачковский О.Д. Основы рациональной теории стоимости. – М.: Энергоатомиздат, 2000.

Поступила в редакцию 14.02.2008

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.526

The problems of an Improvement of Fast Neutrons Reactors \O.D. Kazachkovsky; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages. – References – 3 titles.

The question on creation of fast neutrons reactors of the second-generation, working on a closed fuel cycle, is considered. The measures on essential improvement of their technical and economic characteristics are offered. Most radicals of them – use a gaseous dynamic power cycle and refusal of an intermediate contour of the heat-transfer. The advantages of use of dry methods, and in particular pyroelectrolitics of processing of the irradiated fuel are shown. It is taken into account as well an increase of the requirements on non-distribution of nuclear materials.

УДК 621.039.58

Consideration of Aging Effect in Reliability and Safety Analysis of NPP Equipment Functioning \A.V. Antonov, A.A. Polyakov, A.N. Rodionov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 11 pages, 3 tables, 9 illustrations. – References – 5 titles.

The paper presents method of accounting equipment aging. Positive trend of rate of failures in time is identifies by statistical methods based on operating information. Calculates punctual and interval estimation parameters of rate of failures trend. Evaluation of statistical magnitude for trend parameters is performed. Invented method a illustrated by example of analysis rate of failures for one of pumping equipment aggregate of nuclear power unit.

УДК 621.039.58

Impovement of Software for Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Installations \A.M. Bakhmetiev, I.A. Bylov, A.V. Dumov, A.S. Smirnov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References – 4 titles.

Development of complicated logical-and-probabilistic model of nuclear installation during probabilistic safety assessment performance and subsequent model research are impossible without of appropriate software. In this article review of software packages using now for probabilistic safety assessment of nuclear power objects is implemented. Here is presented a brief description of CRISS software package which is the first domestically produced software applied in practice of probabilistic safety assessment of nuclear installations.

Here are presented main directions of improvement of CRISS software package: realizing of software on a «client-server» network architecture based on «Oracle» database management system with regulation of users rules, enhancing of software functionality, extension of models using for qualitative analysis, adding of block for failure modes and effects analysis, quality assurance during software using and automatized import of models developed by similar software.

УДК 621.039.564.5

Design of the Humidity Leak Monitoring System (HLMS) of Water Coolant \S.A. Morozov, S.N. Kovtun, P.A. Dvornikov, A.A. Budarin, A.A. Kudryaev, F.V. Kondratovich, V.P. Polionov, A.G. Portyanoy, N.P. Konoplev; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 6 pages, 2 illustrations. – References – 4 titles.

The description of the first domestic humidity system of diagnosing leaks in the pipelines of the main circulation circuit of WWER-1000 reactor installations is presented in the article.

The structure, functions and technical characteristics of the system are described.

The results of testing the presentation component of the system at the facility-simulator of leaks are presented that verifies the ability of the system to assure the Leak-Before-Break (LBB) concept at RI WWER-1000.