

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

О.Д. Казачковский

Проблемы совершенствования реакторов на быстрых нейтронах 3

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

А.В. Антонов, А.А. Поляков, А.Н. Родионов

Учет эффекта старения при анализе надежности и безопасности энергоблоков АС 10

А.М. Бахметьев, И.А. Былов, А.В. Думов, А.С. Смирнов

Совершенствование программного обеспечения для проведения вероятностного анализа безопасности ядерных установок 21

С.А. Морозов, С.Н. Ковтун, П.А. Дворников, А.А. Бударин, А.А. Кудряев, Ф.В. Кондратович, В.П. Полионов, А.Г. Портяной, Н.П. Коноплев

Разработка системы влажностного контроля течи водяного теплоносителя (СКТВ) 30

А.И. Трофимов, С.И. Минин, В.Н. Дементьев, А.И. Романцов

Автоматизированное ультразвуковое устройство снятия остаточных напряжений в сварных соединениях АЭС 36

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

М.В. Прописнова, В.М. Ким

Корректировка данных о содержании радионуклидов в приземном слое атмосферы по измерениям содержания естественных радионуклидов 43

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

А.В. Егоров, С.Н. Филимонов, В.В. Артисюк, А.Н. Шмелев

Верификация программного комплекса SCALE: вопросы ядерной безопасности 47

В.В. Калыгин, И.В. Киселева, А.П. Малков, В.Н. Шулимов

Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе «МИР» испытаний твэлов ВВЭР в режимах аварий с потерей теплоносителя 58

А.В. Бурукин, А.Ф. Грачев, В.В. Калыгин, В.А. Овчинников, В.П. Смирнов

Испытания в реакторе «МИР» твэлов ВВЭР в режимах со скачкообразным увеличением мощности 66

В.А. Литицкий, Б.В. Кутин, В.С. Паршутин

Комплекс программно-технических средств для измерения нейтронно-физических характеристик в период пуска и освоения мощности энергоблока №3 Калининской АЭС 74

И.Р. Суслов

Система вычислительных бенчмарков для нейтронно-физических расчетов ВВЭР 80

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

А.М. Загребаев, Н.В. Овсянникова, А.Э. Речкиман

Оптимизационные задачи извлечения негерметичных тепловыделяющих сборок в РБМК 90

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

В.И. Белозеров, В.В. Сергеев, А.А. Казанцев, А.Н. Поздняков, М.Ю. Канышев

Нейтронно-физическая и теплогидравлическая модель ВВЭР-1000 для обучения персонала 99

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Е.А. Кинёв

Внутритвэльная коррозия оболочек из нержавеющей стали в условиях реакторного облучения . 107

CONTENTS

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- O.D. Kazachkovsky*
The problems of an Improvement of Fast Neutrons Reactors 3

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- A.V. Antonov, A.A. Polyakov, A.N. Rodionov*
Consideration of Aging Effect in Reliability and Safety Analysis of NPP Equipment Functioning 10
- A.M. Bakhmetiev, I.A. Bylov, A.V. Dumov, A.S. Smirnov*
Improvement of Software for Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Installations 21
- S.A. Morozov, S.N. Kovtun, P.A. Dvornikov, A.A. Budarin, A.A. Kudryaev, F.V. Kondratovich, V.P. Polionov, A.G. Portyanov, N.P. Konoplev*
Design of the Humidity Leak Monitoring System (HLMS) of Water Coolant 30
- A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.I. Romantsov*
The Automated Ultrasonic Device of Removal of Residual Pressure in Welded Connections of the Atomic Power Station 36

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

- M.V. Propisnova, V.M. Kim*
Correction of Data on Radionuclide Contents in the Atmospheric Boundary Layer as Inferred from the Measurements of Natural Radionuclide Contents 43

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- A.V. Egorov, S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev*
Verification of SCALE 5 Code Package: Nuclear Safety 47
- V.V. Kalygin, I.V. Kiseleva, A.P. Malkov, V.N. Shulimov*
Creation of Neutron-Physical Conditions in the MIR Reactor Suitable for Testing VVER Fuel Rods under Local Accidental Conditions 58
- A.V. Burukin, A.F. Grachev, V.V. Kalygin, A.B. Ovchinnikov, V.P. Smirnov*
Testing of VVER Fuel Rods in the MIR Reactor under Power Ramping Conditions 66
- V. Lititsky, B. Kutin, V. Parshutin*
The Hardware-Software Complex for Measurements of Neutron-Physical Characteristics during First Criticality and Power Start-up of the Kalinin NPP Third Unit 74
- I.R. Suslov*
System of Numerical Benchmarks for VVER Neutronics 80

NUCLEAR POWER PLANTS

- A.M. Zagrebayev, N.V. Ovsyannikova, A.E. Rechkiman*
Optimization Tasks of Non-Hermetic Fuel Assemblies Extraction in RBMK Nuclear Reactor 90

TRAINING OF PERSONNEL

- V.I. Belozerov, V.V. Sergeev, A.A. Kazantsev, A.N. Pozdnyakov, M.Yu. Kanyshv*
Model of VVER -1000 Reactor for Training Course 99

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- E. Kinev*
Inside Cladding Corrosion of Stainless Steel in Reactor Conditions 107

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 трубок под внутренним давлением, а также цепная реакция подобных повреждений. Кроме того, сжимающие напряжения на внешней поверхности трубок 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 проволочек, 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 получают 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, пироэлектрохимический 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 пироэлектрохимической регенерации ядерного топлива и последующая процедура изготовления ТВС является 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 отвальный) 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 пироэлектрохимической 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

УЧЕТ ЭФФЕКТА СТАРЕНИЯ ПРИ АНАЛИЗЕ НАДЕЖНОСТИ И БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АС

А.В. Антонов*, А.А. Поляков*, А.Н. Родионов**

**Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,*

г. Обнинск

***European Commission, Joint Research Centre, Institute for Energy, Petten, Netherlands*



Излагается методика анализа старения в работе оборудования. Статистическими методами на основании эксплуатационной информации выявляется тенденция увеличения интенсивности отказов в зависимости от времени. Определяются точечные и интервальные оценки параметров тренда у функции интенсивности отказов. Проводится оценка статистической значимости параметров тренда. Разработанная методика иллюстрируется примером анализа интенсивности отказов одного из агрегатов насосного оборудования энергоблоков АС.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в странах с развитой экономикой уделяется повышенное внимание вопросам анализа надежности оборудования и безопасности энергоблоков атомных станций с учетом старения. Согласно данным МАГАТЭ, по профилю выработанного календарного ресурса энергоблоков АЭС в настоящее время в эксплуатации находится 115 блоков, проработавших от 30 до 40 лет, и 213 блоков, возраст которых между 20 и 30 годами. Суммарно эти блоки представляют около трех четвертей от 438 эксплуатирующихся в мире блоков АЭС. Ввиду этого все больше эксплуатирующих организаций ориентируются сегодня на продление проектного срока службы АЭС – это означает, что в ближайшие десять лет управление старением и продление срока службы будут ключевыми вопросами, связанными с анализом безопасности АЭС. Одним из обязательных элементов анализа безопасности АЭС является вероятностный анализ безопасности (ВАБ).

ВАБ как инструмент анализа безопасности может и должен быть интегрирован в программы, связанные с оценкой эффектов старения для того, чтобы дополнить и расширить круг задач, учитывающих данные эффекты и, как следствие, для оптимизации деятельности по управлению старением. В связи с важностью проблемы МАГАТЭ выпустило документ, утверждающий необходимость учета старения при проведении работ по вероятностному анализу безопасности [1]. Анализ моделей ВАБ показывает, что старение оборудования может и должно учитываться при подготовке исходной информации и расчетах надежности систем, структур и оборудования. Исходную информацию для определения единичных показателей надежности оборудования составляют нормативные данные о надежности, приведенные в справочниках и ТУ, с одной стороны; с другой – отказы, дефекты, кото-

рые имеют место в процессе функционирования оборудования. Отказы являются следствием влияния внешних факторов, а также внутренними процессами, происходящими в изделиях. В связи со случайным характером влияния этих факторов для расчета характеристик надежности оборудования применяют статистические методы.

В связи с этим возникает задача разработки методов оценки характеристик надежности оборудования на основании ограниченного объема статистических данных об отказах, которые позволяли бы выявлять эффекты старения в его работе.

ХАРАКТЕР ИНФОРМАЦИИ, ПРЕДСТАВЛЕННОЙ ДЛЯ РАСЧЕТОВ

В данной статье излагается методика, разработанная для анализа специфической информации. Для расчетов представлена информация о функционировании нескольких групп однотипного оборудования, эксплуатировавшегося в составе ряда энергоблоков АС, которые будем называть *объектами*. Анализ представленной информации показывает, что отказавшие объекты в процессе эксплуатации восстанавливаются. По предположению восстановление осуществляется заменой отказавшего элемента на новый. Остальная часть рассматриваемого объекта может быть подвергнута профилактике, как чистка, смазка и другие работы. Данные профилактические мероприятия не приводят к полному восстановлению показателей надежности объекта. Ресурс изделия со временем расходуется, профилактические мероприятия способствуют его поддержанию на некотором уровне, но не повышают характеристики надежности объекта до первоначального уровня. Таким образом, имеем схему эксплуатации с частичным восстановлением. Понятно, что показатели надежности объектов должны меняться с течением времени. Изменения, приводящие к постепенному увеличению интенсивности отказа с течением времени, назовем *старением*.

Информация, представленная для анализа присутствует в следующем виде. Известным является количество объектов, находящихся под наблюдением в каждый год эксплуатации. Известны даты начала и окончания эксплуатации каждого из объектов одного и того же типа, находящихся под наблюдением. На временном интервале фиксируются отказы совокупности однотипных объектов. При этом наблюдаемый отказ в группе однотипных объектов не идентифицируется с каким-то конкретным объектом. Известным является только факт наступления отказа одного из совокупности однотипных объектов на конкретном энергоблоке. За начальную точку отсчета для каждой совокупности объектов энергоблока (нулевая точка на оси времени наблюдения) берется начало эксплуатации данной группы объектов. Статистическая информация группируется, для чего временная ось разбивается на множество непересекающихся интервалов одинаковой длины, равной, в нашем случае, одному году. Имеющаяся информация об отказах усредняется по всем объектам для получения общей характеристики – параметра потока отказов за каждый год эксплуатации. Для большинства функционирующих объектов имеют место участки *неопределенности* или участки с пропусками информации. Под участком с пропусками информации понимают временной промежуток, на котором объект функционировал, но фиксация отказов не велась (см. рис. 1). На рис. 1 эти участки обозначены серым цветом. Имеют место также неполные интервалы наблюдения, т. е. интервалы, на которых информация фиксировалась не с начала года или соответственно не до конца года. Неполные интервалы имеют место в начале и в конце периода наблюдения за объектом. На рис. 1 неполные интервалы наблюдения имеют точечную заливку. Интервалы, на которых объект наблюдался полностью, обозначены белым цветом. Числа в клетках означают количество отказов на данном интервале наблюдения.

3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19
				0	0	1	0	0	0	0	0	1	2	4	0	
				0	0	0	1	2	2	2	0	0	1			
				0	0	0	1	0	0	2	1	4	0			
				0	0	0	1	0	1	3	8	3	2			
							2	3	0	1	0	2	0	2	0	0
							0	2	0	2	1	0	0	1	0	
							0	0	0	0	3	0	0	0	0	
							1	0	0	2	1	1	0	1	0	
							0	0	0	0	0	0	0	0	1	0
							1	0	3	0	1	1	0	1	0	0
							0	0	0	1	1	2	0	0	1	
							0	0	0	0	0	0	0	2	0	
				0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
				0	0	1	0	3	0	1	1	0				
				0	0	0	3	0	4	0	1	0				

Рис. 1. Спецификация входной информации

В этой работе в качестве оцениваемого параметра будем рассматривать *параметр* потока отказов (параметр потока отказов – это отношение среднего числа отказов восстанавливаемого объекта за произвольно малую его наработку к значению этой наработки). Параметр потока отказов используется в качестве показателя безотказности восстанавливаемых объектов. При проведении расчетов время восстановления не учитывается. Считается, что оно существенно меньше наработки до отказа.

ЦЕЛЬ РАБОТЫ И ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

- Выявление тенденции увеличения функции «параметр потока отказов» в зависимости от времени.
- Нахождение точечных и интервальных оценок параметров тренда у анализируемой функции.
- Оценивание статистической значимости параметров тренда.

Основная задача состоит в обнаружении тенденции к увеличению параметра потока отказов в зависимости от времени и построению прогноза линии регрессии. В качестве исследуемой выборки берется массив оценок параметра потока отказов по годам эксплуатации. Он представляет собой обычную непараметрическую гистограммную оценку. Наличие положительного тренда у функции «параметр потока отказов» будет свидетельствовать о старении объектов, т.е. такие объекты можно отнести к классу объектов с возрастающей функцией интенсивности (ВФИ).

Для решения поставленной задачи будем производить параметрическую оценку регрессии функции «параметр потока отказов», аппроксимировав входную информацию одной из функций:

• константа: $\varphi(\bar{\theta}; t) = Const;$ (1)

• линейная: $\varphi(\bar{\theta}; t) = \theta_1 + \theta_2 t;$ (2)

• логарифмически-линейная: $\ln \varphi(\bar{\theta}; t) = \ln(\theta_1) + \theta_2 t;$ (3)

• степенная (Вейбулла): $\varphi(\bar{\theta}; t) = \theta_1 t^{\theta_2}.$ (4)

О положительном тренде можно говорить в том случае, если в моделях (2–4) параметр θ_2 значительно отличается от нуля в положительную сторону. Проверку гипотезы о том, что параметр $\theta_2 > 0$ будем проводить с помощью построения доверительного интервала. Если при построении доверительного интервала для параметра θ_2 левая граница доверительной области окажется положительной, то получившийся доверительный интервал выбранного уровня доверия не «накроет» точку ноль, и в этом случае можно утверждать с выбранным уровнем значимости о наличии положительного тренда.

МЕТОД РЕШЕНИЯ ЗАДАЧИ И ЕГО ОБОСНОВАНИЕ**Точечное оценивание параметров и определение их статистической значимости**

На основании имеющейся информации об отказах необходимо подобрать вид зависимости (модели 1–4) и оценить параметры данных моделей. Задача решается с использованием критерия Пирсона χ^2 , в том смысле, как он применяется для проверки сложной гипотезы согласия.

Проверка гипотезы о виде параметрической модели, описывающей поведение параметра потока отказов с течением времени, осуществляется с помощью критерия, статистика которого имеет вид [2]:

$$\chi^2(\bar{\theta}) = \sum_{i=1}^s \frac{[v(\Delta_i) - \varphi(\bar{\theta}; t_i)T_i]^2}{\varphi(\bar{\theta}; t_i)T_i}, \quad (5)$$

где $\varphi(\bar{\theta}; t)$ – один из 4 видов зависимостей для параметра потока отказов – $\lambda(t)$; $\Delta_1, \Delta_2, \dots, \Delta_s$ – временные интервалы оси абсцисс, $v(\Delta_i)$ – число отказов на интервале Δ_i , T_i – суммарная наработка объектов, надежность которых мы оцениваем на рассматриваемом интервале Δ_i . Проверяемая гипотеза выглядит при этом следующим образом:

$$H_0: \exists \bar{\theta}: \lambda_i = \varphi(\bar{\theta}; t_i), \quad (6)$$

где λ_i – среднее значение параметра потока отказов на интервале Δ_i . Для расчета статистики вместо неизвестного $\bar{\theta}$ ставится оценка $\hat{\bar{\theta}}$, полученная по методу минимума χ^2 [3]:

$$\hat{\bar{\theta}} = \underset{\bar{\theta}}{\operatorname{argmin}} \chi^2(\bar{\theta}). \quad (7)$$

Критерий для проверки гипотезы согласия состоит в сравнении расчетного P -значения с выбранным уровнем значимости α . P -значение рассчитывается по формуле:

$$p = \int_z^{\infty} f_{\chi^2_{s-r}}(t) dt, \quad (8)$$

где $z = \chi^2(\hat{\bar{\theta}})$; $f_{\chi^2_{s-r}}(t)$ – плотность распределения χ^2 с $(s-r)$ степенями свободы, s – число интервалов группировки Δ_i (на которых $v(\Delta_i)$ должно быть отлично от 0), r – число оцениваемых параметров (в аппроксимирующей зависимости (1) $r = 1$, для зависимостей (2)–(4) $r = 2$). Гипотеза (6) принимается в случае, если $p > \alpha$, в противном случае отвергается. Кроме этого, если гипотеза (6) принимается для нескольких моделей, то предпочтение необходимо отдать модели с большим расчетным P -значением.

Построение доверительных множеств для моделей с двумя параметрами

Доверительные интервалы строятся как для параметров моделей аппроксимирующих зависимостей $\bar{\theta} = (\theta_1; \theta_2)$, так и для функции тренда. Для построения доверительного множества применяем статистику [4]

$$\chi^2(\bar{\theta}) = \sum_{i=1}^s \frac{[v(\Delta_i) - \varphi(\bar{\theta}; t_i)T_i]^2}{\varphi(\bar{\theta}; t_i)T_i}, \text{ где } \bar{\theta} \text{ – вектор оценок.}$$

Пусть $(1-\varepsilon)$ – уровень значимости доверительного множества. Решая уравнение

$$\varepsilon = \int_{\mu_\varepsilon}^{\infty} f_{\chi^2_s}(t) dt$$

при заданном значении ε , определяем параметр μ_ε , который представляет собой допустимое χ^2 -расстояние между наблюдаемой и теоретической частотой. Затем численными методами решаем трансцендентное неравенство:

$$\chi^2(\bar{\theta}) = \sum_{i=1}^s T_i \frac{\left[\frac{v(\Delta_i)}{T_i} - \varphi(\bar{\theta}; t_i) \right]^2}{\varphi(\bar{\theta}; t_i)} \leq \mu_\varepsilon. \quad (9)$$

Построение доверительного интервала для линии тренда выполняем с помощью следующего подхода. Нахождение верхних границ доверительной области в момент времени t осуществляется путем решения задачи на поиск экстремума:

$$\varphi(\bar{\theta}; t) \rightarrow \max_{\bar{\theta}}. \quad (9.1)$$

Для построения нижних границ доверительной области в момент t решается задача:

$$\varphi(\bar{\theta}; t) \rightarrow \min_{\bar{\theta}}. \quad (9.2)$$

В обоих случаях выражение (9) используется в качестве ограничения.

Поскольку выбранные функции тренда φ не имеют локальных экстремумов, то ограничения типа неравенства можно заменить условием типа равенства:

$$\chi^2(\bar{\theta}) = \sum_{i=1}^s T_i \frac{\left[\frac{v(\Delta_i)}{T_i} - \varphi(\bar{\theta}; t_i) \right]^2}{\varphi(\bar{\theta}; t_i)} = \mu_\varepsilon,$$

т.к. решение будет находиться на границе эллипса доверия.

Построение эллипсов рассеяния (доверительных интервалов для $\bar{\theta}$) осуществлялось с помощью численных процедур Compaq Visual Fortran Professional с графическим пакетом Graphor или MatLab. Если решать одновременно задачи (9.1, 9.2), то одним построением изолиний, к сожалению, ограничиться не удастся, т.к. параллельно процедуре проведения изолиний возникает задача поиска оптимума (9.1, 9.2). Поэтому для решения одновременно всех задач был разработан специальный алгоритм, реализованный на VBA в среде EXCEL.

Построение доверительного интервала для параметра θ_2 и критерия проверки гипотезы о наличии положительного тренда у функции «параметр потока отказов»

Чтобы построить доверительное множество также будем пользоваться статистикой $\chi^2(\hat{\theta}_1, \theta_2)$, при этом параметр θ_1 заменим точечной оценкой $\hat{\theta}_1$, полученной при решении уравнения (7).

Пусть $(1-\varepsilon)$ – уровень значимости доверительного множества. Решая уравнение

$$\varepsilon = \int_{\mu_\varepsilon}^{\infty} f_{\chi^2_{s-1}}(t) dt \quad (10)$$

при заданном значении ε , определяем параметр μ_ε – допустимое χ^2 -расстояние между наблюдаемой и теоретической частотой. Необходимо отметить, что число степеней свободы в данном соотношении уменьшилось на 1. Затем численными

методами решаем трансцендентное неравенство:

$$\chi^2(\hat{\theta}_1, \theta_2) = \sum_{i=1}^s T_i \frac{\left[\frac{v(\Delta_i)}{T_i} - \varphi(\hat{\theta}_1, \theta_2; t_i) \right]^2}{\varphi(\hat{\theta}_1, \theta_2; t_i)} \leq \mu_\varepsilon. \quad (11)$$

Решением (11) будет доверительный интервал для параметра θ_2 : $(\underline{\theta}_2; \bar{\theta}_2)$. Необходимо отметить, что к построению доверительного интервала $(\underline{\theta}_2; \bar{\theta}_2)$ для параметра θ_2 с уровнем значимости $(1-\varepsilon)$ можно приступить в том случае, если P -значение полученных точечных оценок удовлетворяет условию:

$$P > \varepsilon. \quad (12)$$

В противном случае выбранная параметрическая модель исключается из рассмотрения и построение доверительного интервала для θ_2 теряет смысл.

Перейдем к построению критерия проверки нулевой гипотезы

$$H_0: \theta_2 = 0 \quad (13)$$

против альтернативы

$$H_1: \theta_2 > 0. \quad (14)$$

Если $\underline{\theta}_2 > 0$, то с уровнем значимости ε принимается альтернатива (14) о наличии положительной динамики у функции «параметр потока отказов», или о принадлежности исследуемой группы объектов к классу объектов с возрастающей функцией интенсивности.

Для решения задачи (11) применялись процедуры поиска решения в среде EXCEL. Для этого задача (11) разбивалась на две подзадачи нахождения положительных решений – (x, y) двух трансцендентных уравнений:

$$\sum_{i=1}^s T_i \frac{\left[\frac{v(\Delta_i)}{T_i} - \varphi(\hat{\theta}_1, \hat{\theta}_2 + x; t_i) \right]^2}{\varphi(\hat{\theta}_1, \hat{\theta}_2 + x; t_i)} = \mu_\varepsilon, \quad \sum_{i=1}^s T_i \frac{\left[\frac{v(\Delta_i)}{T_i} - \varphi(\hat{\theta}_1, \hat{\theta}_2 - y; t_i) \right]^2}{\varphi(\hat{\theta}_1, \hat{\theta}_2 - y; t_i)} = \mu_\varepsilon. \quad (15)$$

ПОСТРОЕНИЕ ОЦЕНОК

В качестве примера рассмотрим данные об отказах агрегатов насосного оборудования, работающего в первом контуре энергоблоков АС. Отказ агрегата приводит, как минимум, к снижению мощности энергоблока, а зачастую к его останову. Статистическая информация о функционировании группы однотипных объектов представлена в табл. 1, в которой в первом столбце указан номер интервала наблюдения, во втором – количество отказов на данном интервале, в третьем – суммарная наработка объектов на интервале (в годах), представляющая собой суммарное время функционирования объектов данной группы на рассматриваемом временном интервале, в четвертом, пятом и шестом столбцах приведены непараметрические оценки параметра потока отказов (точечная, верхняя и нижняя оценки соответственно). На основании информации, приведенной в таблице, построен вариационный ряд (рис. 2), из которого видно, что он имеет явную тенденцию к увеличению в среднем значений параметра потока отказов в зависимости от времени.

На последнем интервале (рис. 2) не было ни одного отказа, поэтому этот интервал необходимо объединить с предыдущим (при применении критерия χ^2 не должно быть интервалов с нулевыми значениями количества отказов). Произведем расчеты по представленным в табл. 1 и на рис. 2 данным. В табл. 2 приведены

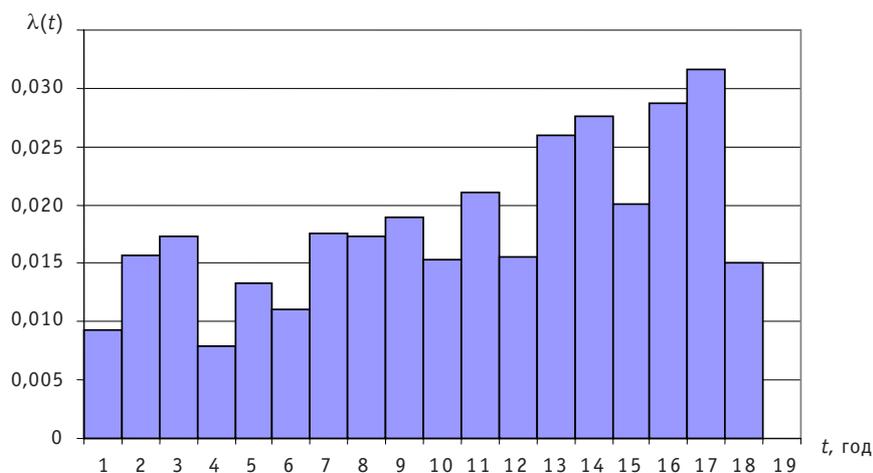


Рис. 2. Интенсивность отказов

Таблица 1

Номер интервала наблюдения	Количество отказов на данном интервале	Суммарная наработка объектов на интервале	Точечная оценка параметра потока отказа	Верхняя оценка параметра потока отказа	Нижняя оценка параметра потока отказа
1	3	322.7	9.3E-03	2.7E-02	1.9E-03
2	7	447.2	1.6E-02	3.2E-02	6.3E-03
3	11	635.2	1.7E-02	3.1E-02	8.6E-03
4	7	880.7	7.9E-03	1.6E-02	3.2E-03
5	15	1123.1	1.3E-02	2.2E-02	7.5E-03
6	14	1264.4	1.1E-02	1.9E-02	6.1E-03
7	25	1426.6	1.8E-02	2.6E-02	1.1E-02
8	25	1443.3	1.7E-02	2.6E-02	1.1E-02
9	28	1478.0	1.9E-02	2.7E-02	1.3E-02
10	27	1759.7	1.5E-02	2.2E-02	1.0E-02
11	35	1664.6	2.1E-02	2.9E-02	1.5E-02
12	23	1476.6	1.6E-02	2.3E-02	9.9E-03
13	32	1231.1	2.6E-02	3.7E-02	1.8E-02
14	27	980.4	2.8E-02	4.0E-02	1.8E-02
15	16	796.4	2.0E-02	3.3E-02	1.2E-02
16	17	591.7	2.9E-02	4.6E-02	1.7E-02
17	16	507.0	3.2E-02	5.1E-02	1.8E-02
18	5	332.0	1.5E-02	3.5E-02	4.9E-03
19	0	29.4	0.0E+00	1.3E-01	0.0E+00

результаты расчетов параметра потока отказов, выполненные по моделям (1–4). В ней указаны значения данного параметра, полученные после вычисления коэффициентов аппроксимирующих моделей по формуле (7) методом Ньютона в среде EXCEL для всех четырех моделей.

В первом столбце таблицы представлены: i – порядковые номера интервалов Δ_i , во втором – частоты $\nu(\Delta_i)$, в третьем – непараметрическая оценка параметра

Таблица 2

i	$v(\Delta_i)$	Непараметрическая оценка $\hat{\lambda}_i$	Константа-модель (1)	Линейная модель (2)	Логарифмически-линейная модель (3)	Вейбулла-модель (4)
1	3	9.3E-03	0,019	0,010	0,011	0,008
2	7	1.6E-02	0,019	0,011	0,012	0,010
3	11	1.7E-02	0,019	0,012	0,013	0,012
4	7	7.9E-03	0,019	0,013	0,013	0,014
5	15	1.3E-02	0,019	0,014	0,014	0,015
6	14	1.1E-02	0,019	0,015	0,015	0,016
7	25	1.8E-02	0,019	0,016	0,016	0,017
8	25	1.7E-02	0,019	0,017	0,017	0,018
9	28	1.9E-02	0,019	0,018	0,018	0,019
10	27	1.5E-02	0,019	0,019	0,019	0,019
11	35	2.1E-02	0,019	0,020	0,020	0,020
12	23	1.6E-02	0,019	0,021	0,021	0,021
13	32	2.6E-02	0,019	0,022	0,022	0,022
14	27	2.8E-02	0,019	0,023	0,023	0,022
15	16	2.0E-02	0,019	0,024	0,024	0,023
16	17	2.9E-02	0,019	0,025	0,026	0,023
17	16	3.2E-02	0,019	0,026	0,027	0,024
18	5	1.5E-02	0,019	0,027	0,029	0,025

потока отказов $\hat{\lambda}_i$, (исследуемая выборка); в 4, 5, 6 и 7 столбцах приведены значения параметрических оценок по каждой из моделей 1–4 на каждом временном интервале.

В табл. 3 приведены рассчитанные значения статистики χ^2 (2 строка), числа степеней свободы (3 строка), достигнутое P -значение (4 строка) и оценки параметров для всех четырех моделей (5, 6 строки). Видно, что с уровнем значимости 0,01 можно принять все четыре модели, с уровнем значимости 0,1 верны модели 2–4.

Анализ табл. 3 показывает, что модель с постоянным значением параметра потока не подходит для описания эмпирических данных, т.к. для нее характерно крайне низкое P -значение (ячейка выделена серым). По остальным моделям можно отметить, что они достаточно хорошо описывают тренд параметра потока отказов, однако наиболее подходящей с точки зрения наибольшего P -значения является логарифмически-линейная модель (значение статистики выделено жирным

Таблица 3

Параметры	Константа-модель (1)	Линейная модель (2)	Логарифмически-линейная модель (3)	Модель Вейбулла (4)
χ^2	31,2155162	14,20228	16,69431	16,69431
$s-r$	17	16	16	16
P -значение	0,01879973	0,551213	0,583647	0,40564
$\hat{\theta}_1$	0,01895622	0,009352	-4,53938	0,007838
$\hat{\theta}_2$	–	0,000964	0,055185	0,395214

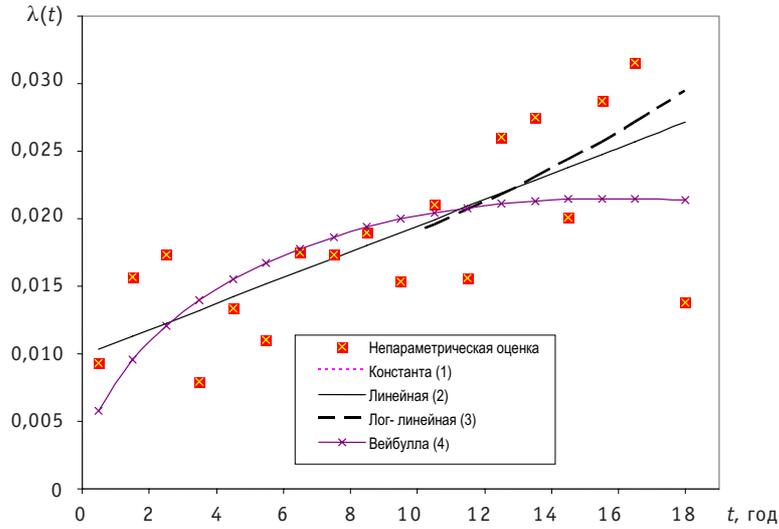


Рис. 3

шрифтом). На рис. 3 приведены графики аппроксимирующих моделей для приведенной статистической совокупности.

Следующий этап работы заключался в построении доверительной области для параметров модели и аппроксимирующих зависимостей с построением доверительных областей. Для каждой модели строились два рисунка (рис. 4–5 для ли-

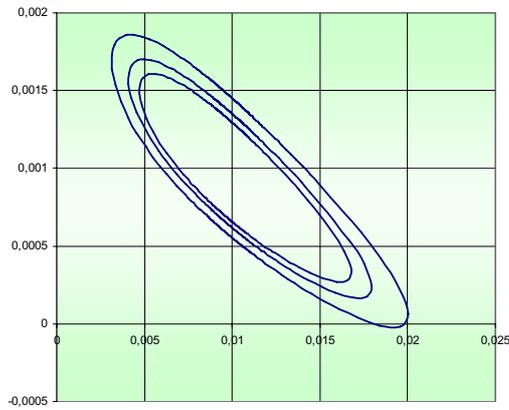


Рис. 4

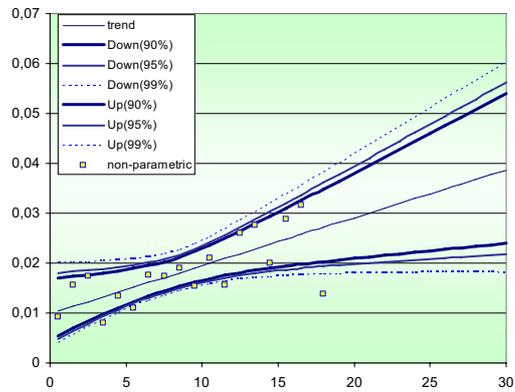


Рис. 5

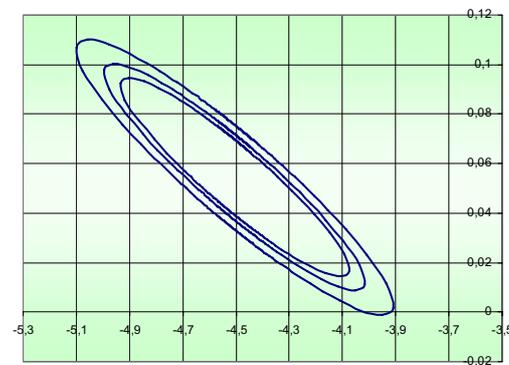


Рис. 6

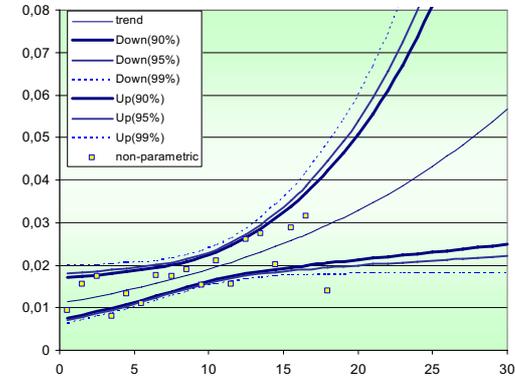


Рис. 7

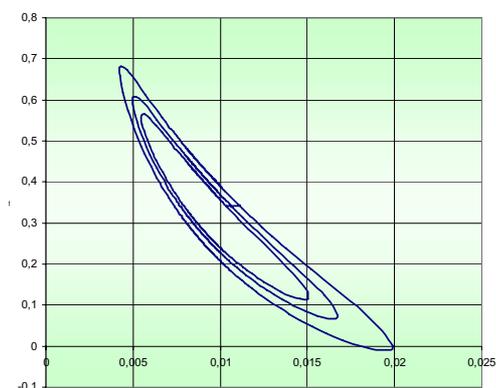


Рис. 8

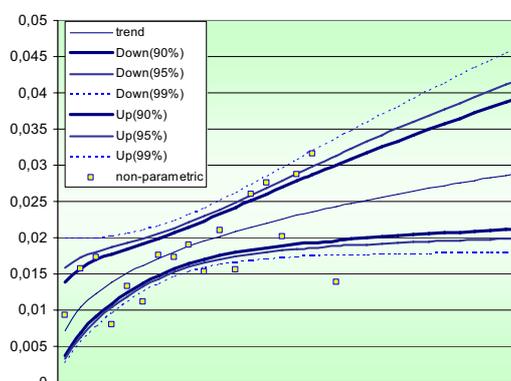


Рис. 9

нейной модели, 6–7 – для логарифмически-линейной и 8–9 – для модели Вейбулла). На рис. 4, 6 и 8 изображены доверительные области для оцениваемых параметров с доверительной вероятностью 0.9, 0.95 и 0.99. Области с большими доверительными вероятностями шире, чем области с меньшими вероятностями. На рис. 5, 7 и 9 приведены графики, на которых изображены непараметрическая оценка функции, параметр потока отказов, параметрическая оценка и ее доверительная область.

Таким образом проводится анализ статистической информации с целью исследования вопросов наличия тенденции возрастания функции «параметр потока отказов». Причем наряду с точечной оценкой решена задача интервального оценивания параметров с проверкой гипотезы о наличии эффекта старения в работе оборудования. По изложенной методике проведен анализ статистической информации для нескольких групп однотипных объектов, относящихся к категории активного оборудования энергоблоков АС. Результаты более детального анализа информации о функционировании объектов изложены в [5].

ВЫВОДЫ

1. Разработана методика анализа старения в работе оборудования на основании статистической информации о функционировании объектов. Показана возможность проведения исследований наличия тенденции в увеличении параметра потока отказов во времени.

2. Решены вопросы исследования точности получаемых оценок. Сравнение результатов экстраполяции позволяет констатировать, что наиболее консервативные оценки получаются при использовании логарифмически-линейной модели. В то же время следует отметить, что применение данной модели дает наибольший уровень неопределенности расчетов.

3. Разработанная методика применима на практике при анализе тенденции старения объектов, работающих в составе штатного оборудования энергоблоков АС.

В настоящее время вопросы старения являются предметом анализа в различных программах, реализуемых в ядерной энергетике. Это такие программы, как

- периодическая переоценка безопасности энергоблоков;
- разработка мероприятий по управлению старением;
- оптимизация профилактического обслуживания и ремонта;
- продление срока службы АС.

Изложенная методика может быть рекомендована для использования при решении перечисленных вопросов.

Авторы выражают благодарность Валерию Анатольевичу Чепурко за помощь в подготовке материалов данной статьи.

Литература

1. Incorporating Ageing effects into PSA applications. IRSN contribution into JRS Network on Incorporating Ageing effects into Probabilistic Safety Assessment (APSA). December, 2004. – Vienna, IAEA.
2. *Кендалл М., Стьюарт А.* Статистические выводы и связи. – М.: Наука, 1973. – 900 с.
3. *Ван дер Варден Б.Л.* Математическая статистика. – М.: Издательство иностранной литературы, 1960. – 435 с.
4. *Крамер Г.* Математические методы статистики. – М.: Мир, 1975. – 648 с.
5. *Antonov A., Chepurko V., Polyakov A., Rodionov A.* A Case Study on Investigation of Component Age Dependent Reliability Models. EC JRC Network on Use of Probabilistic Safety Assessments (PSA) for Evaluation of Aging Effects to the Safety of Energy Facilities. Task 4. – Luxembourg: Office for Official Publications of the European Communities. © European Communities, 2007. – 27 p.

Поступила в редакцию 24.03.2008

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

А.М. Бахметьев, И.А. Былов, А.В. Думов, А.С. Смирнов

*Федеральный научно-производственный центр ФГУП ОКБМ им. И.И.Африкантова,
г. Н. Новгород*



Разработка в ходе выполнения вероятностного анализа безопасности сложной логико-вероятностной модели ядерной установки и дальнейшее ее всестороннее исследование невозможно без соответствующего программного обеспечения.

Выполнен обзор программных комплексов, используемых в настоящее время в отрасли при проведении вероятностного анализа безопасности объектов атомной энергетики.

Представлено краткое описание программного комплекса CRISS – первого отечественного программного продукта, внедренного в практику вероятностного анализа безопасности ядерных установок.

Определены основные направления дальнейшего развития программного комплекса CRISS: использование сетевой архитектуры «клиент–сервер» на базе СУБД Oracle с регламентацией прав пользователей, совершенствование функциональных возможностей, расширение используемых моделей для количественного анализа, введение блока для проведения анализа видов и последствий отказов, обеспечение качества работы при использовании программы и автоматизированного импорта моделей из программ-аналогов.

ВВЕДЕНИЕ

Выполнение вероятностного анализа безопасности (ВАБ) первого и второго уровней является в настоящее время необходимым условием для получения лицензии на эксплуатацию атомной станции (АС).

Разработка в ходе выполнения ВАБ сложной логико-вероятностной модели ядерной установки (ЯУ) и дальнейшее ее всестороннее исследование невозможно без соответствующего программного обеспечения. Поэтому развитие методологии ВАБ ядерных установок неразрывно связано с созданием и совершенствованием программных средств для его выполнения.

Основными задачами ВАБ, для решения которых используются программные средства, являются [1]:

- моделирование аварийных последовательностей;

- анализ надежности систем;
- анализ данных;
- разработка вероятностной модели блока АС;
- выполнение количественных расчетов;
- анализ значимости, чувствительности и неопределенности.

Первое программное средство (ПС) для анализа деревьев отказов (ДО) в области атомной энергетики PREPP KITТ было разработано в 1970 г. на основе результатов первых исследований, полученных при использовании методов ВАБ для анализа аварий АЭС [1]. По состоянию на 1990 г. [1] было разработано уже около 100 ПС, применявшихся для решения различных задач ВАБ. Дальнейшее развитие программных средств происходило в направлении создания и совершенствования программных комплексов (ПК), позволявших в рамках одного программного пакета решать необходимый набор задач.

ОБЗОР ПРОГРАММНЫХ КОМПЛЕКСОВ ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ВАБ

К числу наиболее распространенных зарубежных программных комплексов, используемых в настоящее время при проведении ВАБ объектов атомной энергетики, являются Risk Spectrum (Швеция) [2] и SAPHIRE (США) [3]. Указанные программные продукты применяются российскими предприятиями для анализа безопасности действующих и проектируемых АС с реакторами ВВЭР и РБМК.

Risk Spectrum и SAPHIRE представляют собой программные комплексы, предназначенные для решения всех основных задач ВАБ объектов атомной энергетики методами деревьев событий (ДС) и деревьев отказов.

Программный комплекс Risk Spectrum PSA Professional был разработан и ведется в настоящее время компанией Relcon Scandpower AB. Risk Spectrum является результатом последовательного развития и модификаций программы RELTREE – одной из первых программ по анализу деревьев отказов с использованием компьютерной техники.

Программный комплекс SAPHIRE (Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations) разработан в Idaho National Engineering Laboratory для Комиссии по атомной энергии США и является результатом последовательного развития и модернизации программ IRRAS (Integrated Reliability and Risk Analysis System) и SARA (System Analysis and Risk Assessment).

Программные комплексы Risk Spectrum PSA Professional и SAPHIRE позволяют:

- накапливать в реляционной базе данных проекта информацию, необходимую для выполнения ВАБ;
 - моделировать системы методом деревьев отказов;
 - моделировать аварийные последовательности методом деревьев событий;
 - проводить качественный и количественный анализ разработанных логических моделей (ДО и ДС);
 - выполнять анализ значимости, чувствительности, неопределенности результатов анализа;
 - выводить на печать графические изображения ДО и ДС, результаты анализа.
- Рассматриваемые программные комплексы имеют сходную структуру:
- набор баз данных, содержащих информацию о вероятностных показателях надежности, деревьях отказов, деревьях событий и систему управления базами данных;
 - редакторы ДО и ДС;
 - расчетный блок для выполнения анализа логических моделей (ДО и ДС);
 - блок вывода результатов анализа.

Risk Spectrum и SAPHIRE используют единый интерфейс и систему меню для доступа к различным блокам программы. При выполнении анализа Risk Spectrum позволяет производить автоматизированный учет отказов по общей причине (ООП) с использованием моделей альфа-, бета-фактора и множественных греческих букв. SAPHIRE для учета ООП требует введения дополнительных условных элементов в дерева отказов или установки отдельных программных модулей, не входящих в состав программы.

РАЗРАБОТКА ОТЕЧЕСТВЕННОГО ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ ВЫПОЛНЕНИЯ ВАБ

В Опытном конструкторском бюро машиностроения (ОКБМ) в течение последних 20 лет разрабатывается и совершенствуется программный комплекс CRISS, который был первым отечественным программным продуктом, внедренным в практику вероятностного анализа безопасности ЯУ. ПК CRISS различных поколений, начиная с конца 80–начала 90-х годов, широко использовались как для поддержки проектирования новых установок, так и сопровождения эксплуатации действующих ЯУ (см. табл. 1).

Таблица 1

Создание программных комплексов для проведения ВАБ

Временной период	Программа	Особенности	Практическое использование
Конец 80 – начало 90-х годов	TREES CRISS	EC-1066 Раздельное моделирование систем безопасности и аварийных последовательностей	АСТ-500, БН-600, БН-800, ВПБЭР-600, установки малой мощности
Конец 90-х годов	CRISS-2.0	IBM PC, MS DOS	ВАБ Воронежской АСТ и АСТ СХК
2001–2002 гг.	CRISS-3.0 CRISS-3.1	IBM PC, MS DOS→MS Windows	ВАБ ГТ-МГР ВАБ АТЭС с плавучим энергоблоком
2004 г.	CRISS-4.0	IBM PC, MS Windows 98	ВАБ БН-600, установки малой и средней мощности. Обучение специалистов отрасли

В настоящее время в эксплуатации находится программный комплекс IV поколения CRISS 4.0, предназначенный для использования на персональном компьютере под управлением операционной системы MS Windows.

Моделирование систем безопасности и аварийных последовательностей с использованием программного комплекса осуществляется в виде соответственно ДО и ДС с проведением их качественного и количественного анализа. При этом решаются следующие задачи:

- накопление в базах данных информации о составе систем безопасности, исходных событиях аварий, учитываемых ошибках персонала и показателях надежности оборудования ЯУ, включая параметры моделей учета отказов по общей причине, частотах исходных событий, регламенте проверок работоспособности элементов систем безопасности;
- управление реляционными базами данных;
- создание и редактирование ДО и ДС;
- проведение качественного и количественного анализа ДО;
- выполнение анализа значимости, чувствительности и неопределенности;
- редактирование минимальных сечений;

- вывод на печать и сохранение в стандартных форматах MS Word и MS Excel графических изображений ДО и ДС, результатов качественного и количественного анализа, анализа значимости, чувствительности и неопределенности для формирования отчетной документации.

Реализованный в CRISS 4.0 алгоритм анализа ориентирован на возможность эффективной обработки больших ДО с автоматизированным учетом зависимостей, обусловленных ООП (модели β -фактора, биномиальной интенсивности отказов). С этой целью проводится модуляризация ДО, отсеивание незначимых сечений по абсолютному критерию. Количественный анализ выполняется по асимптотическим формулам, без применения численного интегрирования.

В рамках количественного анализа проводится анализ значимости минимальных сечений, базисных событий, определенных наборов минимальных сечений и базисных событий, типов отказов и систем безопасности. Предусмотрена возможность анализа чувствительности результатов анализа. На основе данных по неопределенности показателей надежности базисных событий может быть выполнен анализ неопределенности результирующих показателей надежности и безопасности методом Монте-Карло.

Для оперативного уточнения логико-вероятностной модели систем, аварийных последовательностей и установки в целом полученный набор минимальных сечений может быть отредактирован пользователем с уточнением исходных данных и результирующих показателей.

Программный комплекс CRISS 4.0 верифицирован и аттестован применительно к стационарным и транспортным установкам. Модифицированная версия программы (CRISS-4.1) установлена на энергоблоке БН-600 Белоярской атомной станции. Учебные версии программы используются в вузах при подготовке специалистов в области атомной энергетики.

Опыт аттестации и практического использования программного комплекса CRISS 4.0, изучение зарубежных программ, а также нормативное расширение номенклатуры задач ВАБ определили направления его дальнейшего развития:

- совершенствование функциональных возможностей;
- использование сетевой архитектуры с регламентацией прав пользователей;
- расширение используемых моделей для количественного анализа;
- обеспечение качества работы при использовании программы.

При этом, если первая из указанных задач направлена в значительной степени на внедрение функций, имеющихся в зарубежных программах, то последние три задачи являются новыми, и их решение обеспечивает особенность усовершенствованного отечественного ПК.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ

Для повышения эффективности анализа и удобства работы с программой усовершенствованная версия отечественного ПК (CRISS 5.0) дополняется следующими функциями: использование трансферов (переходов) между деревьями событий; учет событий успеха в процессе анализа деревьев событий; автоматизированный поиск и исключение из результирующего набора минимальных сечений групп несовместных событий. В ПК CRISS 4.0 логические ключи (house events) реализовались с помощью множественных ветвлений деревьев событий, когда каждому ветвлению соответствовало определенное дерево отказов системы. В CRISS 5.0 дополнительно имеется возможность использования логических ключей в структуре деревьев отказов.

Аналогично существующим программам предусмотрено получение оценок более высокого порядка при определении вероятности суммы минимальных се-

чений. Это позволит избежать излишнего консерватизма с учетом зависимости между отдельными сечениями.

Программный комплекс дополняется блоком для проведения анализа видов и последствий отказов (АВОП), который представляет собой инженерную процедуру последовательного выявления потенциальных видов отказов элементов и их влияния на состояние систем.

АВОП проводится отдельно для каждой системы безопасности, сформированной в базе данных программы CRISS, и обеспечивает полноту выявления различных видов отказов элементов, их причин и последствий.

Для проведения АВОП используется универсальный формат данных (рис. 1). Для каждого вида отказа элемента предусмотрена классификация тяжести последствий (см. табл. 2). В программе реализована возможность вывода всего списка элементов определенной системы с ранжированием по категории тяжести последствий.

В рамках внедрения импортозамещающих технологий целесообразно ставить

Анализ видов и последствий отказов

Наименование системы:

Код элемента:

Описание элемента:

Функция системы:

Тип элемента:

Режим работы элемента	Вид отказа	Способы и средства обнаружения отказа	Причина отказа	Вероятность отказа	Последствия отказа для			Категория тяжести последствий	Рекомендации по предотвращению и ограничению последствий отказа
					смежных элементов	системы	смежных систем		
...
...

Рис. 1. Формат таблицы для проведения АВОП

Таблица 2

Классификация отказов элементов по категориям тяжести последствий

Категория тяжести последствий отказов	Характеристика последствий отказов
1	Полный отказ системы
2	Частичный отказ системы
3	Отказ элемента, который не влечет за собой отказ системы
4	

задачу замены используемых в отрасли зарубежных программ на соответствующую отечественную программу. С этой целью предусматривается автоматизированный импорт баз данных из программ Risk Spectrum и SAPHIRE в программу CRISS-5.0, т.е. замена зарубежной программы на отечественную не потребует заново строить модель ядерной установки.

В ПК CRISS 4.0 сложность логических моделей была ограничена: деревья отказов не более 100 входов оператора; деревья событий не более 32 функциональных событий. Новый программный комплекс позволяет создавать и редактировать деревья отказов и деревья событий любой сложности без ограничения количества входящих элементов.

В разрабатываемом ПК CRISS 5.0 расширяются функциональные возможности интерфейса. Логика и основные элементы интерфейса программы наследуются у

программного комплекса предыдущего поколения; его внешний вид и функции дорабатываются с учетом рекомендаций и замечаний пользователей по опыту эксплуатации.

В ПК CRISS 5.0 совершенствуется процедура формирования отчетов по базам данных, разрабатываемым моделям и результатам анализа. В новом программном комплексе отчеты не ограничиваются набором шаблонов, предлагаемым разработчиками. Для удобства пользователя в ПК включен генератор отчетов, позволяющий пользователю самому создавать необходимые формы отчетов в формате MS Word, что отличает усовершенствованный ПК от аналогов.

Значительное внимание при разработке усовершенствованной версии программы уделено повышению быстродействия алгоритма по сравнению с аналогами. Первые тестовые расчеты показали существенный прогресс в данной области.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СЕТЕВОЙ АРХИТЕКТУРЫ

Программный комплекс CRISS 4.0 и зарубежные программы ориентированы на использование локальных баз данных, размещенных на отдельных компьютерах, что приводит к необходимости синхронизации используемых данных, интеграции локальных моделей систем и аварийных последовательностей, разработанных специалистами, в единую базу данных для создания логико-вероятностной модели ядерной установки в целом.

Решение указанных задач при выполнении ВАБ с помощью существующих программ осуществляется организационными мерами и может быть упрощено при построении программного комплекса на базе архитектуры «клиент–сервер» и использовании единой администрируемой базы данных с разграничением прав пользователей на внесение изменений (рис. 2).

Разрабатываемый ПК CRISS 5.0 строится с использованием сетевой архитектуры на базе СУБД Oracle. При этом к серверной части программы отнесены собственно реляционная база данных, процедуры управления и администрирования базой, а в клиентскую часть включены интерфейс работы с базой данных и инструменты пользователя: графические редакторы ДО и ДС, средства выполнения анализа логических моделей и формирования отчетов.

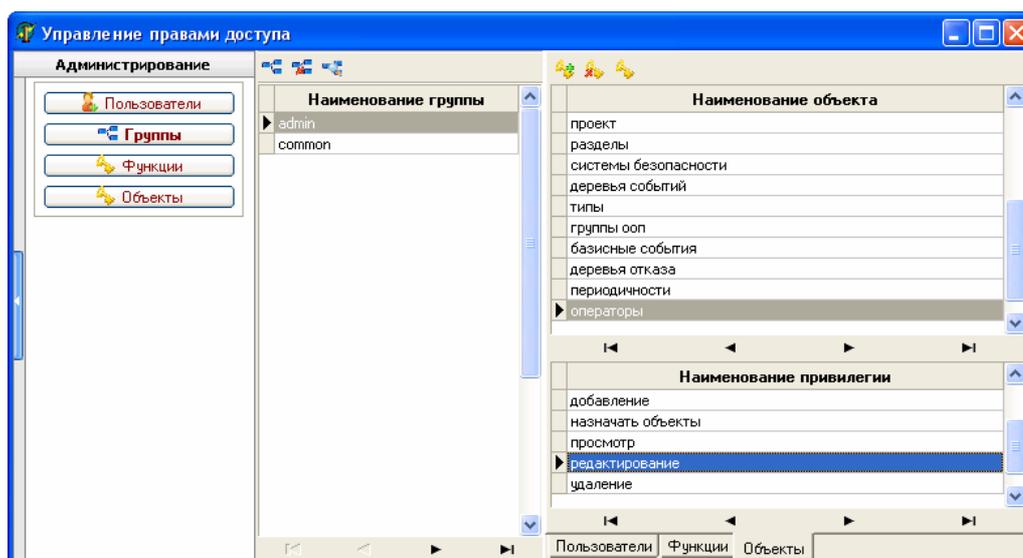


Рис. 2. Интерфейс управления правами доступа в ПК CRISS 5.0

Использование сетевой архитектуры на базе СУБД Oracle также позволило переработать структуру представления объектов в системе и разработать библиотеку для однообразной работы с объектами.

РАСШИРЕНИЕ ИСПОЛЬЗУЕМЫХ МОДЕЛЕЙ ДЛЯ КОЛИЧЕСТВЕННОГО АНАЛИЗА

Дополнительные модели

Расширение набора расчетных моделей осуществляется в рамках использования быстродействующих алгоритмов на базе аналитических соотношений без применения численного интегрирования, что принципиально важно с учетом сложности рассматриваемых моделей ядерных установок. Предусматривается введение оценки вероятности минимальных сечений при оптимальном регламенте проверок, когда отдельные каналы системы проверяются с равномерным сдвигом по времени. Внедряется учет восстановления в режиме работы, что принципиально важно при рассмотрении длительных интервалов по времени выполнения функции безопасности.

Оценка вероятности минимальных сечений при оптимальном регламенте проверок

Известно, что регламент проверок многоканальной системы может быть оптимизирован путем равномерного смещения по времени проверок работоспособности отдельных каналов. Было показано [4], что для сечения из n элементов, проверки которых осуществляются поочередно через равные промежутки времени T/n , вероятность его реализации вычисляется по формуле:

$$V = \frac{1}{T/n} \int_0^{T/n} \lambda_1 t \cdot \lambda_2 \left(t + \frac{T}{n} \right) \cdot \dots \cdot \lambda_n \left(t + (n-1) \frac{T}{n} \right) dt, \quad (1)$$

где $\lambda_i, i = \overline{1, n}$ – интенсивность отказов i -го элемента; проверки и восстановления «мгновенные».

Представим подынтегральную функцию в виде алгебраического многочлена по степеням t :

$$V = \frac{n \prod_{i=1}^n \lambda_i}{T} \int_0^{T/n} \left(t^n + \sum_{k=1}^{n-1} A_k t^{n-k} \right) dt, \quad (2)$$

где

$$A_k = \left(\frac{T}{n} \right)^k \cdot S_{nk}, \quad S_{nk} = \sum_{i=1}^{C_{n-1}^k} m_{i_1} \cdot m_{i_2} \cdot \dots \cdot m_{i_k}, \quad (3)$$

$$m_{ij} = 1, n-1, m_{ij} \neq m_{i_e}, j, e = \overline{1, k}, j \neq e.$$

Производя интегрирование в выражении (2) и выполняя преобразования, получим:

$$V = \frac{1}{C} \cdot \frac{\left(\prod_{i=1}^n \lambda_i \right) T^n}{n+1}, \quad C = \frac{n^n}{1 + (n+1) \sum_{k=1}^{n-1} \frac{S_{nk}}{n-k+1}}. \quad (4)$$

Для случаев двух и трех элементов, согласно (3), (4), в частности, имеем $C_2 = 1,6$ и $C_3 = 3$.

Таким образом, с использованием соотношений (3), (4) может быть выполнена аналитическая оценка вероятности несрабатывания на требования при оптимальных с точки зрения надежности поочередных проверках элементов, что и реализуется в программе CRISS-5.0.

Восстановление работоспособности элементов системы в режиме работы

В ряде случаев представляет интерес оценка надежности системы с учетом восстановления элементов в режиме работы, что приводит к более реалистичным результатам.

Рассмотрим систему из 3 параллельно соединенных (в смысле надежности) элементов. Граф, моделирующий изменение состояний системы, представлен на рис. 3. Здесь для учета ООП использована модель биномиальной интенсивности отказов.

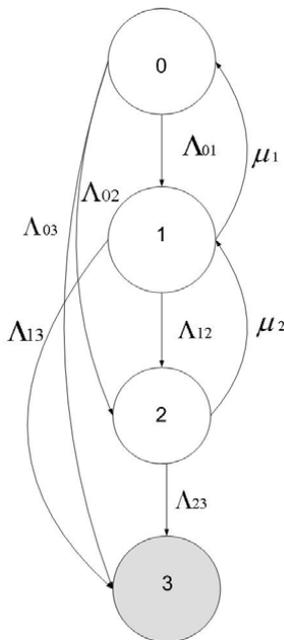


Рис. 3. Граф состояний системы из 3 параллельно соединенных элементов: 0, 1, 2, 3 – состояния системы, характеризующие число отказавших элементов: $\Lambda_{01} = 3 \cdot [\lambda + \mu \cdot p \cdot (1-p)^2]$; $\Lambda_{02} = 3 \cdot \mu \cdot p^2 \cdot (1-p)$; $\Lambda_{03} = \omega + \mu \cdot p^3$; $\Lambda_{12} = 2 \cdot [\lambda + \mu \cdot p \cdot (1-p)]$; $\Lambda_{13} = \omega + \mu \cdot p^2$; $\Lambda_{23} = \lambda + \mu \cdot p + \omega$; $\mu_1 = \nu$; $\mu_2 = \nu$ (при ограниченном восстановлении) и $\mu_2 = 2\nu$ (при неограниченном восстановлении). Здесь λ – интенсивность независимых отказов; $\mu(\omega)$ – интенсивность нелетальных (летальных) шоков; p – вероятность отказа определенного элемента при возникновении нелетального шока; ν – интенсивность восстановлений элемента

Поведение указанной системы описывается системой дифференциальных уравнений вида (марковская модель):

$$\begin{aligned} P'_0(t) &= -(\Lambda_{01} + \Lambda_{02} + \Lambda_{03}) \cdot P_0(t) + \mu_1 \cdot P_1(t) \\ P'_1(t) &= -(\Lambda_{12} + \Lambda_{13} + \mu_1) \cdot P_1(t) + \Lambda_{01} \cdot P_0(t) + \mu_2 \cdot P_2(t) \\ P'_2(t) &= -(\Lambda_{23} + \mu_2) \cdot P_2(t) + \Lambda_{12} \cdot P_1(t) + \Lambda_{02} \cdot P_0(t) \end{aligned}$$

Решая систему дифференциальных уравнений, получаем вероятность отказа системы на интервале $[0, t]$:

$$V(t) = 1 - (Ae^{at} + Be^{bt} + Ce^{ct}),$$

где A, B, C, a, b, c – коэффициенты, определяемые через интенсивности переходов между состояниями системы и ее состояние в начальный момент времени.

С использованием представленной схемы формируются модели для типовых структур систем безопасности в рамках программы CRISS-5.0.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА РАБОТЫ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ПРОГРАММЫ

Разработка ВАБ представляет собой сложный трудоемкий процесс, выполняемый большой группой специалистов. Поэтому успешное решение задач в значительной степени определяется разработкой и выполнением процедур обеспечения качества. С этой целью в программном комплексе CRISS 5.0 вводится процедура автоматического отслеживания изменений баз данных (рис. 4), которая позволяет администратору баз данных контролировать все изменения, производимые пользователями ПК.

При создании сложных трудоемких моделей важное значение имеет сохранение результатов при ошибках пользователей или сбоях програм-

Объект	Описание	Тип операции	Дата изменения	Логин поль:
Периодичность	K	Изменили	22.05.2007 12:07:32	ADMIN
Системы безопасности	DEMO1	Изменили	22.05.2007 12:07:44	ADMIN
Системы безопасности	DEMO	Изменили	22.05.2007 12:07:49	ADMIN
Базисные события	6-VС4_C-KAB03AA601	Удалили	22.05.2007 12:08:02	ADMIN
Типы	VС4_C	Удалили	22.05.2007 12:08:02	ADMIN
Базисные события	KAB03AP0012	Удалили	22.05.2007 12:08:02	ADMIN
Деревья событий	DEMO1	Изменили	22.05.2007 12:50:04	user
Деревья событий	DEMO1	Изменили	22.05.2007 12:51:00	user
Проект	DEMO	Изменили	22.05.2007 13:01:10	ADMIN
Базисные события	SAOZ-AD1_I-JND6QAD682	Изменили	22.05.2007 13:09:04	ADMIN
Базисные события	JND6QAD682	Изменили	22.05.2007 13:09:18	ADMIN
Базисные события	JND6QAD681	Изменили	22.05.2007 13:09:23	ADMIN
Базисные события	JND4QAA651	Изменили	22.05.2007 13:09:39	ADMIN

Рис. 4. Отслеживание изменений баз данных в ПК CRISS 5.0

много обеспечения. В ПК CRISS 5.0 предусмотрена возможность автоматического резервного копирования баз данных с их последующим восстановлением.

Еще одним аспектом обеспечения качества является контроль конфигурации программы при ее модернизации. Для решения данной задачи в ПК CRISS 5.0 вводятся автоматизированные процедуры, которые обеспечивают оперативную верификацию программы после ее корректировки.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Нормативное расширение номенклатуры задач вероятностного анализа безопасности, опыт практического использования отечественного программного комплекса, постановка задачи импортозамещения требуют дальнейшего совершенствования и развития программы.

2. Для решения указанных задач разрабатывается программный комплекс CRISS 5.0, использующий сетевую архитектуру с регламентацией прав пользователей.

3. В усовершенствованной программе расширяется набор моделей для количественного анализа, расширяются функциональные возможности программы, вводятся процедуры по обеспечению качества работы, предусматривается автоматизированный импорт моделей ядерной установки из используемых в отрасли зарубежных программ в отечественную программу.

Литература

1. «Computer Codes for Level 1 Probabilistic Safety Assessment», IAEA-TECDOC-553, Vienna, 1990. – 104 с;
2. www.riskspectrum.com;
3. www.saphire.inl.gov;
4. Бахметьев А.М., Самойлов О.Б., Усынин Г.Б. Методы оценки и обеспечения безопасности ЯЭУ // Библиотека эксплуатационника АЭС. Вып. 23. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 136 с.

Поступила в редакцию 3.03.2008

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ВЛАЖНОСТНОГО КОНТРОЛЯ ТЕЧИ ВОДЯНОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ (СКТВ)

**С.А. Морозов*, С.Н. Ковтун*, П.А. Дворников*, А.А. Бударин*,
А.А. Кудряев*, Ф.В. Кондратович*, В.П. Полионов*, А.Г. Портяной*,
Н.П. Коноплев****

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

** ОКБ «Гидропресс», г. Подольск



В статье приводится описание первой отечественной влажностной системы диагностики течей трубопроводов главного циркуляционного контура реакторных установок ВВЭР-1000. Рассмотрены структура, функции и технические характеристики системы.

Приведены результаты испытаний ее представительской части на стенде-имитаторе течей, подтверждающие способность системы обеспечить концепцию ТПР на РУ ВВЭР-1000.

Решение задачи своевременного обнаружения течей трубопроводов и оборудования контуров является одной из серьезных задач, возникающих при эксплуатации АЭС с водяным теплоносителем. Принятая в настоящее время концепция «течь перед разрушением» (ТПР) [1], предполагает применение как минимум трех систем контроля течей, работающих на различных физических принципах. Среди них, в первую очередь, следует назвать методы, основанные на контроле газовой активности, акустических шумов, а также влажностные методы.

Последние являются наиболее апробированными в методическом плане. В настоящее время накоплен опыт создания различных влажностных систем с применением разных типов первичных преобразователей. Системы имеют удовлетворительные технические и стоимостные характеристики. К их недостаткам следует отнести:

- зависимость чувствительности обнаружения течи от фоновых изменений влажности и динамики воздуха в помещениях;
- зависимость результатов измерений относительной влажности от температуры окружающей среды;
- существенные трудности в определении координат течи и ее интенсивности.

Как будет показано ниже, эти недостатки могут быть существенно преодолены при переходе от контроля интегральных (средних по помещениям) величин влажности к измерениям локальных величин и отслеживанию динамики их изменения.

В ГНЦ РФ-ФЭИ в течение многих лет ведутся разработки различных систем диагностирования протечек, в том числе основанных на измерении влажности. К настоящему времени эти разработки перешли из стадии научно-исследователь-

ких работ в стадию опытно-конструкторскую. Несколько влажностных систем внедрены на АЭС с РУ ВВЭР-1000 (3 блок Калининской АЭС, 1 и 2 блоки АЭС «Тяньвань»).

Концептуальные вопросы построения влажностных систем применительно к РУ ВВЭР рассмотрены в работах [2, 3]. В них указывается, что для того, чтобы наиболее полно обеспечить требования концепции ТПР, особенно по быстродействию обнаружения течи, необходимо распределить по петлям теплообмена датчики, измеряющие влажность воздуха в теплоизоляции трубопроводов. Это позволяет проводить анализ динамики пространственно-временных распределений влажности в теплоизоляции в режиме реального времени и тем самым выявлять источники истечения водяного теплоносителя. На базе этой концепции была создана СКТВ – система контроля течи (влажностная). Разработка выполнена в ГНЦ РФ-ФЭИ в тесном сотрудничестве со специалистами ОКБ «Гидропресс», Курчатовского института и приборостроительного института НИЦ «СНИИП».

СКТВ предназначена для своевременного обнаружения течи теплоносителя первого контура РУ с ВВЭР-1000 при работе энергоблока на различных уровнях мощности в режимах нормальной эксплуатации, с нарушением нормальной эксплуатации, а также в режиме «малая компенсируемая течь».

Объектами контроля СКТВ являются главный циркуляционный контур, трубопровод соединительный компенсатора давления, трубопроводы СА03.

СКТВ представляет собой автоматизированную систему контроля, в состав которой входят первичные преобразователи-датчики влажности (зонды выносные СКТВ-ЗВ) и узлы их крепления, кабельные линии связи (КЛС) и программно-технический комплекс. Взаимодействие этих элементов обеспечивает преобразование сигналов зондов выносных к виду, удобному для реализации алгоритма обнаружения течи посредством цифровой обработки первичной информации. Программно-технический комплекс СКТВ предусматривает автоматическое круглосуточное выполнение информационных и вспомогательных функций. В число информационных функций входят

- непрерывное измерение сигналов зондов выносных по всем задействованным каналам, оценка и сравнение параметров сигналов с уставками;
- обнаружение течи трубопроводов и оборудования первого контура;
- сбор, накопление и долговременное хранение регистрируемой информации с возможностью вывода архивированных данных по запросу оперативного персонала;
- обработка информации.

В случае обнаружения течи информация передается оперативному персоналу АЭС.

Вспомогательные функции обеспечивают

- контроль состояния технических средств СКТВ;
- сигнализацию о нарушениях в работе элементов системы;
- поддержание единого времени с системами энергоблока.

Программно-технический комплекс (ПТК) СКТВ построен на основе промышленного РС-совместимого компьютера, к которому подключены измерительные каналы и модули управления. Для связи с подсистемами АСУТП блока используются сетевые средства (тип связи Ethernet), обмен осуществляется по протоколу MODBUS TCP.

В основу работы СКТВ заложена модель, согласно которой при возникновении течи на одном из участков трубопровода перегретый пар от места течи распространяется в обе стороны от места течи по теплоизоляции трубопровода. При достижении парогазовым фронтом места установки зонда влажности часть парага-

зовой смеси будет проходить через его чувствительный объем, что приведет к росту показаний соответствующего канала измерения влажности. Поскольку зонды находятся на различных расстояниях от места течи, то моменты увеличения показаний каналов будут различными и зависящими от величины течи [3].

На основе анализа экспериментальных и расчетных данных, полученных на экспериментальных стендах и по расчетному коду «КУПОЛ-М», установлено, что в качестве информативных параметров алгоритма контроля течи могут быть использованы следующие измеряемые величины:

- локальная относительная влажность воздуха в теплоизоляции;
- температура воздуха;
- абсолютная влажность;
- моменты времени подхода парогазового фронта к зондам влажности на трубопроводе.

Алгоритм функционирования СКТВ основан на предположении, что, во-первых, распространение парогазовой смеси характеризуется достаточно четко выраженным фронтом; во-вторых, скорость распространения фронта зависит от величины течи. В этом случае скорость распространения фронта однозначно определяет величину течи, а разность времен прихода фронта к зондам влажности – координату течи. Этот простой вариант алгоритма адекватен реальности, если потери смеси невелики (под потерями понимается конденсация пара).

Величина течи (G_T) вычисляется по формуле

$$G_T = K \cdot \bar{W}, \quad (1)$$

где $K = f(D, l, v)$ – коэффициент пропорциональности; D – диаметр трубопровода; l – зазор между трубопроводом и теплоизоляцией; \bar{W} – скорость парогазового фронта, определяемая как

$$\bar{W} = \frac{x_{i+1} - x_i}{t_{i+1} - t_i}, \quad (2)$$

где x_{i+1} , x_i – координаты размещения двух соседних датчиков; t_{i+1} , t_i – времена прихода фронта к датчикам; v – удельный объем перегретого пара при температуре подизоляционного пространства и атмосферном давлении.

В качестве первичных преобразователей использованы зонды выносные (СКТВ-ЗВ), предназначенные для измерения локальных значений температуры и относительной влажности воздуха в тепловой изоляции [3]. Зонд выносной СКТВ-ЗВ, разработанный в ГНЦ РФ-ФЭИ, прошел весь комплекс испытаний на устойчивость к внешним факторам, действующим на АЭС. Конструктивной особенностью зонда выносного является использование в качестве чувствительных элементов адсорбционно-емкостного преобразователя относительной влажности типа Н-1000 и платинового микропроводочного термометра сопротивления типа Pt-500.

Структурная схема комплекса технических средств СКТВ представлена на рис. 1.

Для преобразования параметров чувствительных элементов СКТВ-ЗВ в электрические сигналы разработаны специальные усилители-преобразователи (УП-01ВЦ), позволяющие исключить влияние емкости и сопротивление длинных линий связи на результаты измерения [4]. Для оперативных проверок состояния измерительных трактов в системе предусмотрено периодическое автоматическое подключение ко входам усилителей-преобразователей с помощью коммутатора К-01ВЦ эталонных конденсаторов и резисторов, равных по величине емкости влажностного чувствительного элемента и сопротивлению терморезистора. Эти элементы встроены в зонды влажности и переключаются с помощью специального микрореле, также находящегося в зонде и управляемого сигналами ПТК СКТВ.

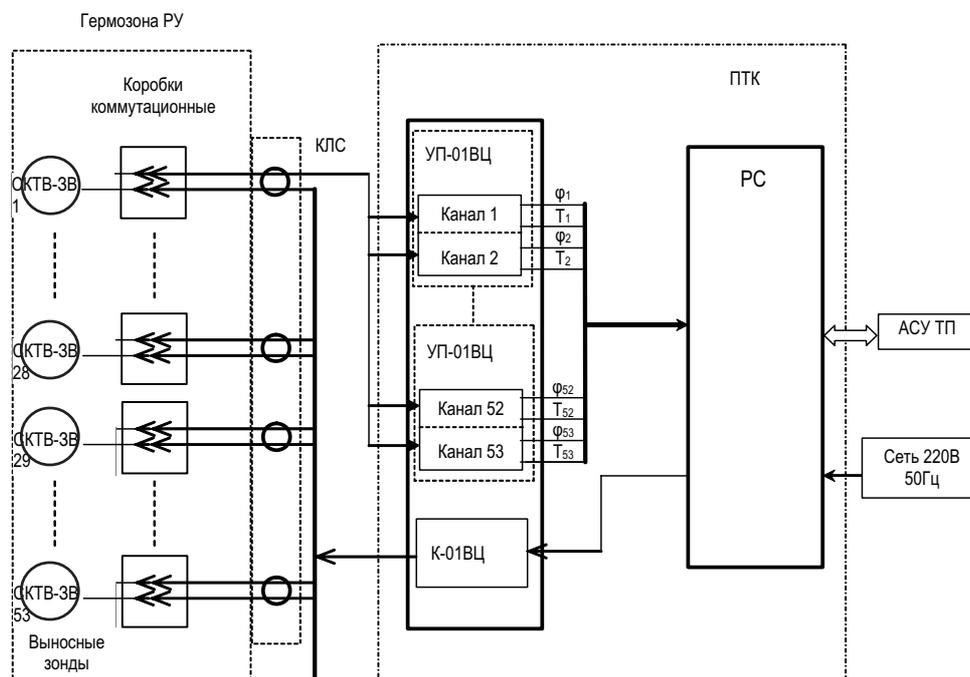


Рис. 1. Структурная схема КТС СКТВ

Зонды крепятся на оборудовании и трубопроводах реактора в гермозоне с помощью специальных стоек.

Кабельные линии связи (КЛС) предназначены для подключения сенсоров к усилителям-преобразователям и подачи сигнала для управления работой микрореле.

На выходах модулей усилителей-преобразователей формируются два напряжения: напряжение U_C , пропорциональное величине емкости сенсора влажности $U_C = A \cdot C_C$ и напряжение U_{RT} , пропорциональное величине сопротивления сенсора температуры $U_{RT} = B \cdot R_T$; A , B – коэффициенты пропорциональности, C_C и R_T – параметры сенсоров соответственно.

Аналоговые сигналы U_C и U_{RT} посредством модулей аналогового ввода преобразуются в дальнейшем в цифровую форму (16-битное преобразование) и передаются в процессорный модуль системного блока, в котором производится вычисление по известным зависимостям величин относительной влажности, температуры и абсолютной влажности воздуха контролируемого участка оборудования РУ. Модули блоков усилителей-преобразователей выполнены в конструктиве «Евромеханика».

Для выполнения системой указанных выше функций разработано программное обеспечение на базе языков программирования C, C++, SQL, графических библиотек X Window и QT, а также библиотек интерфейсов прикладного программирования СУБД Postgres для языков C, C++.

Программа функционирования программно-технического комплекса СКТВ состоит из набора программных модулей, реализующих цели и задачи СКТВ. В число программных модулей входят модули ввода сигналов датчиков, обработки данных, отображения информации, передачи информации, модуль управления программными средствами, сетевого обмена.

Для реализации программного обеспечения СКТВ выбрана операционная система (ОС) LINUX RedHat 9.0. Она является некоммерческим вариантом UNIX с от-

крытым исходным кодом. Система LINUX RedHat 9.0 совместима с POSIX.1 и имеет в своем составе стандартные C-sh, Bash script интерпретаторы команд или совместимые на уровне скриптов.

Для подтверждения технических характеристик СКТВ были выполнены тестовые эксперименты на стенде течей. Стенд был специально создан в ОКБ «Гидропресс». Фактически на нем моделировался участок первого контура реакторной установки с блочной теплоизоляцией, примененной на энергоблоках с ВВЭР-1000 на АЭС «Бушер» и «Тяньвань». Основным элементов стенда был трубопровод длиной 10 м и диаметром 351×36 мм из стали 20 с установленной теплоизоляцией. На нем закреплены три зонда влажности для контроля влажности воздуха в подизоляционном пространстве. Два зонда находились на концах трубопровода, третий – в его средней части.

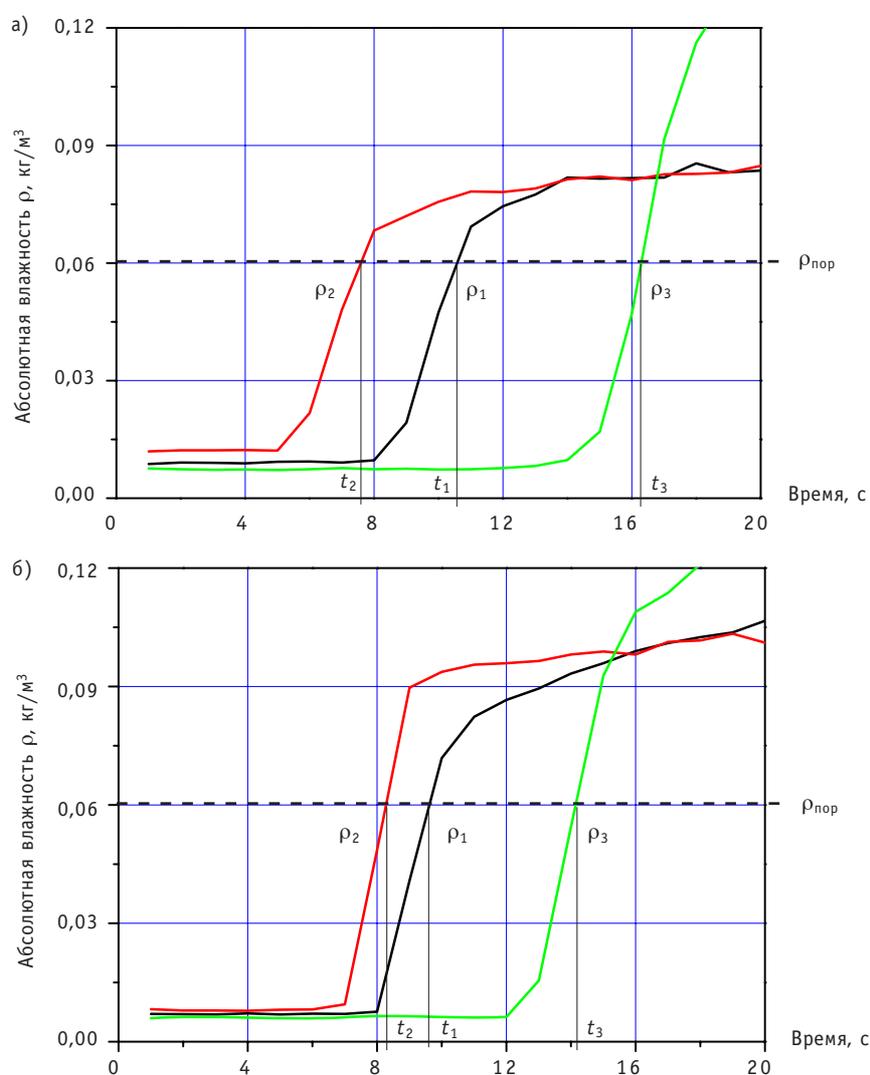


Рис. 2. Динамика изменения абсолютной влажности в местах размещения зондов влажности (ρ_1, ρ_2, ρ_3) при течи расходом 5,1 (а) и 9,3 л/мин (б) (расстояние от места течей до зондов: до зонда №1 – 1,5 м; зонда №2 – 0,25 м; зонда №3 – 5,5 м); $\rho_{пор}$ – уставка по абсолютной влажности, превышением которой определяются моменты прихода парогазового фронта (t_1, t_2, t_3) к зондам влажности

Проведенные на стенде испытания подтвердили принципы, заложенные в структуру и функционирование системы. Она уверенно фиксировала все имитируемые течи даже с величиной меньшей на порядок, чем это требовалось по техническому заданию, и определяла их координату.

На рис. 2 для примера приведены результаты экспериментов с имитацией течи различной интенсивности. Можно видеть, что фронтальный характер распространения парогазовой смеси в теплоизоляции трубопровода со скоростью, зависящей от величины течи, подтверждается. Расчетная оценка величины течи и ее координаты с учетом реальных моментов приходов фронтов к местам установки зондов (указаны на рисунках) отличались от данных экспериментов не более чем на 30%.

Временные характеристики системы оказались также вполне удовлетворительными. Запоздывание с выдачей сообщения о факте и параметрах течи по отношению к моменту ее возникновения не превышало одной минуты, что заметно меньше заданного в технических требованиях на систему.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Система СКТВ построена на современной элементной базе, обеспечивает выполнение таких важных функций контроля, как обнаружение факта течи, определение ее места и величины, удовлетворяет заданным требованиям по чувствительности и по быстродействию.

Система установлена на третьем блоке Калининской АЭС и на первом и втором блоках АЭС «Тяньвань». За время опытной эксплуатации продемонстрировала хорошие эксплуатационные характеристики в части устойчивости показаний к различным возмущающим факторам. На третьем блоке Калининской АЭС позволила зарегистрировать факт аномального изменения параметров влажности воздуха в гермозоне при нарушении технологического процесса.

Литература

1. Киселев В.А., Ривкин Е.Ю. Применение концепции течь перед разрушением при анализе безопасности АЭС // Атомная энергия. – 1993. – Т. 25. – Вып. 6. – С. 426-430.
2. Морозов С.А., Полионов В.П., Портяной А.Г. и др. Система влажностного контроля течи трубопроводов АЭС/Патент РФ №2271045//Бюл. Изобретения. Полезные модели. – 2006. – №6. – С. 12.
3. Морозов С.А., Портяной А.Г., Полионов В.П. и др. Разработка влажностной системы контроля течи трубопроводов ВВЭР//Атомная энергия (в печати).
4. Морозов С.А., Ковтун С.Н., Дворников П.А., Полионов В.П., Бударин А.А. Разработка канала для измерения влажности воздуха в помещениях АЭС/Препринт ФЭИ-3079, 2006 г.

Поступила в редакцию 12.05.2008

АВТОМАТИЗИРОВАННОЕ УЛЬТРАЗВУКОВОЕ УСТРОЙСТВО СНЯТИЯ ОСТАТОЧНЫХ НАПРЯЖЕНИЙ В СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЯХ АЭС

А.И. Трофимов, С.И. Минин, В.Н. Дементьев, А.И. Романцов

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



Проведено теоретическое и экспериментальное обоснование метода снятия остаточных напряжений путем воздействия ультразвука на сварное соединение в процессе сварки. Приведено описание автоматизированного ультразвукового устройства снятия остаточных напряжений, перемещающегося синхронно со сварочным автоматом.

Остаточные напряжения в сварных соединениях трубопроводов АЭС влияют на безопасность ее эксплуатации и представляют собой растягивающие напряжения при сварке, которые в шве компенсируются сжимающими напряжениями в основном металле (рис.1). Сварной шов сжимается в процессе охлаждения. В процессе сварки кромки движутся относительно друг друга в основном перпендикулярно направлению сварки. Остаточные напряжения искажают форму конструкции.

Причиной остаточных напряжений являются неодинаковые линейные или объемные деформации соседних объемов металла, для которых характерно, что они существуют внутри конструкции (изделия) без приложения внешних усилий. Различия остаточных напряжений, возникающих при разных технологических процессах, проявляются в характере их распространения по макро- и микрообъемам изделия, а также в конкретных факторах, приводящих к неоднородным деформациям.

Остаточные сварочные напряжения существенно снижают долговечность сварных элементов конструкций в результате проявления трех основных факторов: увеличение коэффициента асимметрии рабочего цикла напряжений; увеличение амплитуды рабочих напряжений в определенных местах сварного соединения; снижение предела выносливости при многоосном напряженном состоянии (этот фактор является следствием первых двух факторов). Величина остаточных сварочных напряжений может достигать и даже превосходить предел текучести металла. Вышеуказанные факторы приводят к ускорению процесса зарождения и развития усталостных трещин [1, 2, 3]. В 111 шве парогенератора ПГВ-1000 и 23 шве парогенератора ПГВ-440 были обнаружены трещины, образовавшиеся в результате наличия в сварных швах остаточных напряжений.

В проблемной лаборатории «Контроль и диагностика АЭС» ИАТЭ разработан метод снятия остаточных напряжений воздействием ультразвуковых волн на сварные соединения в процессе сварки.

© *А.И. Трофимов, С.И. Минин, В.Н. Дементьев, А.И. Романцов, 2008*

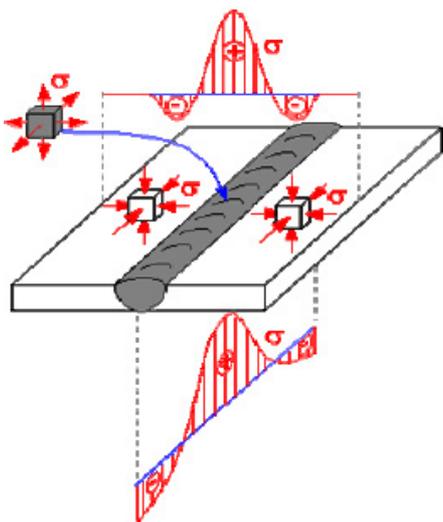


Рис. 1. Распределение остаточных напряжений в сварном шве

При воздействии интенсивного ультразвука на рабочую технологическую среду имеют место следующие факторы.

1. Генерирование и передача тепла.

При распространении ультразвука в любой среде неизбежны потери энергии, связанные с ее преобразованием в тепло. Дополнительное тепловыделение оказывает влияние на различные процессы, происходящие в веществе.

2. Кавитация. Большая часть процессов в жидкостях сопровождается явлением ультразвуковой кавитации и возникновением акустических течений. Кавитация приводит к эрозии металлов, а в сочетании с другими эффектами обуславливает реализацию процессов диспергирования, гомогенизации, эмульгирования, интенсифицирует диффузию.

3. Акустические течения. Под акустическими течениями понимают стационарные вихревые микро- и макропотоки жидкости, возникающие в ультразвуковом поле. При колебании воздушного пузырька вблизи поверхности твердого тела создаются характерные микропотоки, воздействующие на технологические процессы в жидкостях.

4. Химические эффекты. Ультразвуковая энергия влияет на химические реакции, ускоряя их (прежде всего окисдование, полимеризацию, деполимеризацию, электрохимические и другие процессы).

5. Диффузионные эффекты. Ультразвуковая энергия интенсифицирует и ускоряет процессы диффузии через стенки клеток, пористые мембраны и фильтры. Интенсивное перемешивание жидкости под действием кавитации и акустических течений приводит к тому, что эффективная толщина пограничного слоя на поверхности раздела жидкость – твердое тело уменьшается, а скорость диффузии возрастает.

На рис. 2 показана схема устройства снятия остаточных напряжений. На расстоянии 50–150 мм от электрода (горелки) 2 на держателе 3 при помощи специального кронштейна 4 закреплен ультразвуковой излучатель 5 под углом 10–20° к плоскости сварного соединения 1, который в процессе сварки перемещается вместе с электродом (горелкой). Ультразвуковой излучатель подключен к ультразвуковому генератору 6, режимы работы которого устанавливаются ЭВМ 7.

Ультразвуковые колебания оказывают воздействие на процесс кристаллизации металла сварного шва, измельчая и упорядочивая его структуру. Кроме того, ультразвуковые колебания оказывают влияние на температуру металла, устанавливая тепловое равновесие в решетке, а также производят дегазацию расплава [4]. Эти явления приводят практически к полному снятию остаточных напряжений в сварных соединениях.

Было установлено, что при воздействии ультразвука в процессе автоматической сварки образцов из сталей 08X18H10T и Ст3 структура металла в сварном шве и околошовной зоне становится мелкозернистой и однородной (рис. 3, 4). Воздействие ультразвука в процессе сварки повышает пластичность металла, исключает образование концентраторов напряжений и существенно уменьшает вероят-

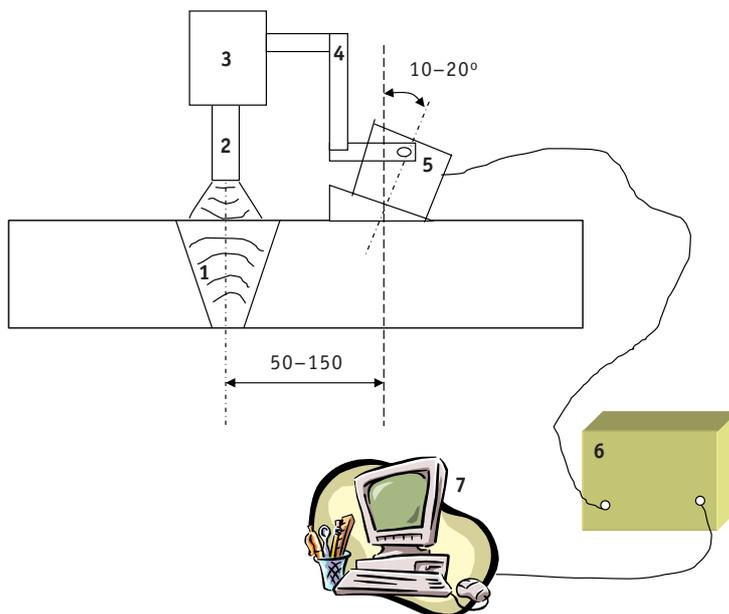


Рис. 2. Устройство снятия остаточных напряжений: 1 – сварное соединение, 2 – электрод (горелка), 3 – держатель, 4 – кронштейн, 5 – ультразвуковой излучатель, 6 – ультразвуковой генератор, 7 – ЭВМ

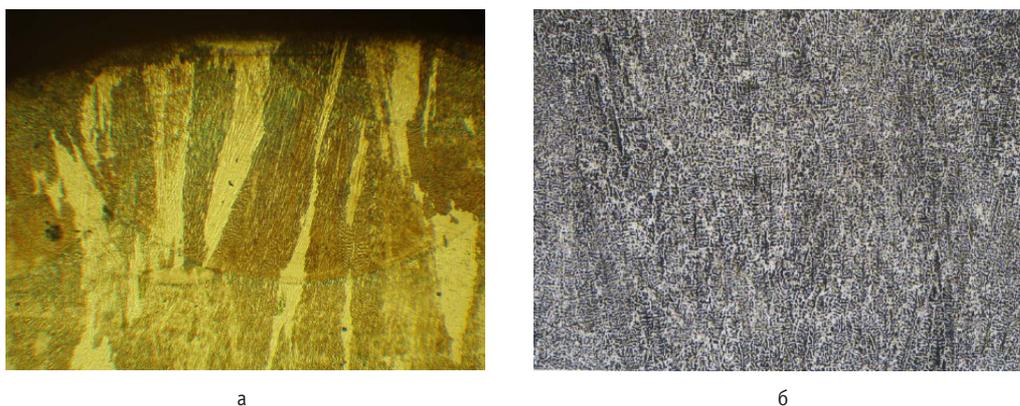


Рис. 3. Шлифы сварного шва аустенитной стали 08X18H10T сваренного: а – без воздействия ультразвука, б – с воздействием ультразвука (увеличение 100 \times)

ность появления несплошностей в сварных соединениях. Создание мелкозернистой однородной структуры устраняет также известные трудности ультразвукового контроля сварных соединений аустенитных сталей. Кроме того, исследования показали, что воздействие ультразвука в процессе сварки увеличивает прочностные характеристики сварных соединений.

На основе результатов исследований было разработано и изготовлено автоматизированное ультразвуковое устройство снятия остаточных напряжений в сварных соединениях трубопровода Ду 300 мм контура КМПЦ реактора РБМК, перемещающееся синхронно со сварочным автоматом. Структурная схема автоматизированного ультразвукового устройства показана на рис. 5, внешний вид механизма перемещения ультразвуковых преобразователей – на рис. 6.

Для управления механизмом синхронизации перемещения ультразвуковых магнитострикционных преобразователей используются девять пневмоцилиндров

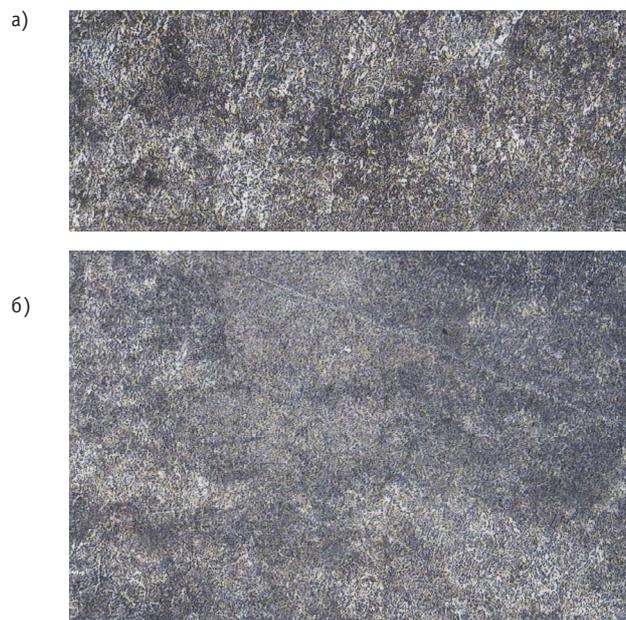


Рис. 4. Шлифы сварного шва из стали Ст 3 сваренного: а – без воздействия ультразвука, б – с воздействием ультразвука (увеличение 100^х)

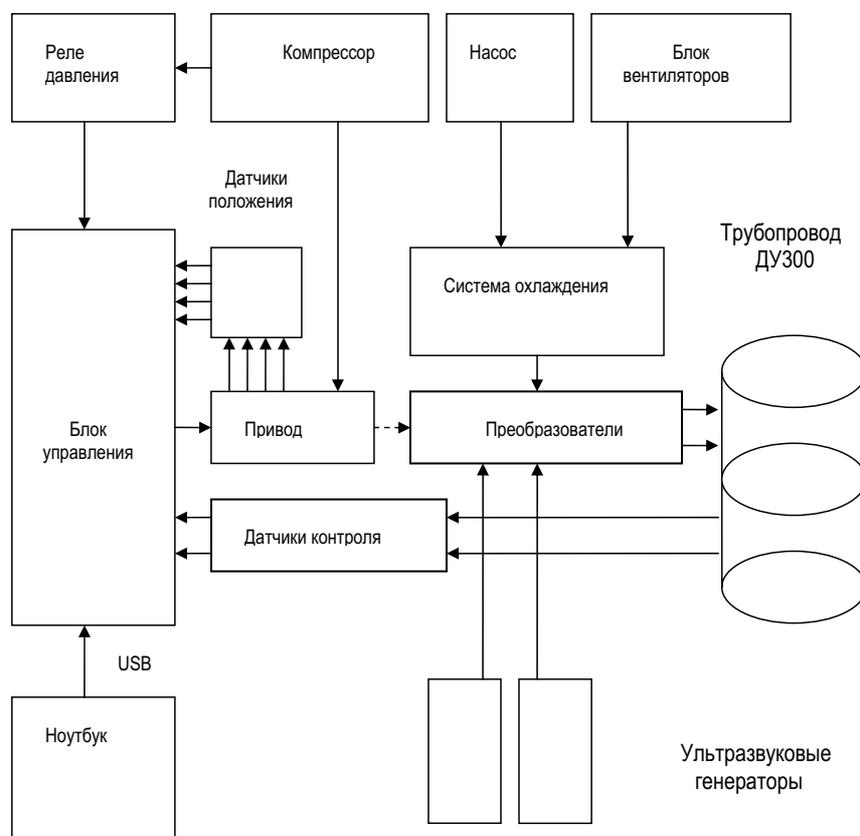


Рис. 5. Структурная схема автоматизированного ультразвукового устройства

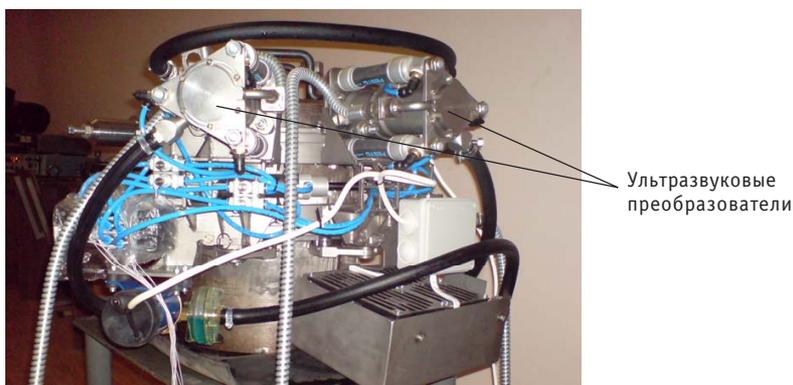


Рис. 6. Механизм перемещения ультразвуковых преобразователей

ЖМЕН-5/2-1/8-Р-В с электромагнитными катушками MSN1 24В и светодиодными прокладками ME-LD-12-24DC. Один пневмоцилиндр обеспечивает перемещение механизма синхронизации вдоль сварного шва, два – торможение механизма синхронизации, шесть других – прижатие магнитострикционных преобразователей к поверхности трубы.

В качестве датчиков положения применялись датчики SME-8-K-LED.

Блок управления механизмом перемещения построен по магистрально-модульному принципу. В состав блока входят:

- 1) модуль микропроцессора;
- 2) модуль ввода-вывода дискретных сигналов;
- 3) модуль ввода-вывода импульсных сигналов;
- 4) модуль сопряжения с датчиками положения;
- 5) модуль сопряжения с каналами связи;
- 6) модули питания ИСН-24, ИПМ-6, ПНС-27/12 и сетевой фильтр.

Модуль микропроцессора является основным модулем в блоке управления и предназначен для реализации алгоритма управления механизмом устройства по заданной программе, а также для управления функциональными модулями. Основу модуля составляет микропроцессор, имеющий внутренний тактовый генератор, тактовая частота которого вдвое меньше частоты кварцевого резонатора G1. Микропроцессор имеет совмещенную восьмиразрядную шину младших адресов и данных, пять уровней прерывания, последовательные вход и выход ввода и вывода информации. Особенностью модуля микропроцессора является наличие схемы выработки сигнала ожидания, который вырабатывается при обращении к устройствам ввода-вывода как внутри модуля микропроцессора, так и к соединенным с магистралью, при этом в первом случае длительность сигнала определяется тактовой частотой микропроцессора, а во втором – может быть произвольной. Программируемый таймер содержит три независимых канала, два из которых предназначены для синхронизации интерфейсов последовательного ввода-вывода, а третий – для выработки временного интервала, подаваемого на вход прерывания микропроцессора. Триггеры Шмитта формируют сигналы запроса внешних прерываний и подают их на микропроцессор. Три из пяти входов прерывания могут быть с помощью переключателей подключены к выходам таймера и выходам запроса приемника и передатчика интерфейсов, при этом входы прерываний отключаются от линий запроса внешних прерываний. К особенностям модуля микропроцессора следует также отнести наличие энергонезависимого оперативного запоминающего устройства, которое питается в случае отключения основного питания

от внутреннего источника. Переключение питания на резервное происходит автоматически с помощью схемы включения резервного питания. Схема блокировки выборки и записи оперативного запоминающего устройства при переходе на резервное питание обеспечивает переход микросхем в режим хранения информации, что снижает их ток потребления и исключает запись ложной информации. Схема повторного запуска обеспечивает повторный начальный запуск программы в случае, если программа за определенное время не сможет перезапустить эту схему, обращаясь к ней как к внешнему устройству, т.е. при зависании программы.

Модуль ввода-вывода дискретных данных работает под управлением модуля микропроцессора и предназначен для выдачи сигналов на внешние устройства и команд управления в модули управления пневмоприводами, а также для ввода в модуль микропроцессора информации о состоянии дискретных датчиков модуля управления приводами механизма.

Обращение к портам ввода-вывода осуществляется по адресам, которые определяются коммутацией переключателей. Каналы дискретного ввода-вывода производят инвертирование сигналов. Модуль ввода-вывода импульсного сигнала предназначен для ввода в цифровую систему сигналов с частотно-импульсных датчиков положения со смещенной синусно-косинусной последовательностью и вывода управляющих частотно-импульсных сигналов.

Данное автоматизированное устройство было испытано в промышленных условиях на Курской АЭС. Получены образцы сварных соединений трубопровода Ду 300 мм, с ультразвуковым воздействием и без него, которые были переданы в ЦНИИТМАШ для проведения исследований.

Для оценки уровня остаточных напряжений в образцах трубопровода Ду 300 мм контура КМПЦ реактора РБМК в ЦНИИТМАШ был применен метод сверления отверстий. В соответствии с данным методом на поверхности трубы были наклеены розетки из трех тензодатчиков. Показания датчиков регистрировались до и после сверления с использованием цифрового тензометрического модуля Field Point (производство фирмы National Instruments, США) и программы LabVIEW. Калибровка тензодатчиков проводилась при консольном изгибе на балке равного сопротивления. Значения осевых и окружных напряжений $\sigma_{ос}$ и $\sigma_{окр}$ рассчитывались по приведенным в монографии И.А. Биргера «Остаточные напряжения» зависимостям [5]. Измерения проводились на наружной и внутренней поверхностях трубы, а также на основном металле на наружной поверхности трубы в зоне, удаленной от центра шва на 40 мм (с двух сторон от шва). Измерения показали практически полное снятие остаточных напряжений. Кроме того, испытания механических характеристик сварных соединений показали, что относительное удлинение образцов, сваренных с применением ультразвука примерно в 4.5 раза, а сужение в 1.5 раза выше, чем образцов из трубы без ультразвуковой обработки. Образцы после испытаний показаны на рис. 7.

Разрушение образцов, вырезанных из трубы с применением ультразвуковой обработки происходило по основному металлу, а образцов из трубы, сваренной по штатной технологии, без ультразвуковой обработки, по металлу шва.

ВЫВОДЫ

1. Ультразвуковая обработка в процессе сварки оказывает существенное влияние на формирование поля остаточных напряжений в зоне шва. Изменение напряжений (снижение растягивающих напряжений, вплоть до изменения знака) выявлено и на внешней, и на внутренней поверхностях трубы. Эффективность этого процесса зависит от мощности источника ультразвука [6–9].



Рис. 7. Внешний вид образцов после испытаний: верхний образец вырезан из трубы с применением ультразвуковой обработки, нижний – из трубы, сваренной по штатной технологии, без ультразвуковой обработки

2. Под действием ультразвука улучшаются механические свойства сварного соединения. Относительное удлинение образцов, сваренных с применением УЗ, примерно в 4.5 раза, а сужение в 1.5 раза выше, чем образцов из трубы без УЗ обработки.

3. Микроструктура сварного соединения, обработанного ультразвуком, становится мелкозернистой, что позволяет в дальнейшем проводить его ультразвуковой контроль на наличие несплошностей.

Литература

1. *Кудрявцев П.И.* Остаточные сварочные напряжения и прочность соединений. – М.: Машиностроение, 1964.
2. *Пухтер О.С.* Влияние собственных напряжений, возбуждаемых в материале, на пределе упругости//Чехословацкая тяжелая промышленность. – 1961. – № 1.
3. *Вологдин В.П.* Деформации и напряжения при сварке судовых конструкций. – М.: Оборонгиз, 1955.
4. *Абрамов О.В., Хорбенко И.Г.* Ультразвуковая обработка металлов. – М: Машиностроение, 1984.
5. *Биргер И.А.* Остаточные напряжения. – М.: Машгиз, 1963. – 232 с.
6. *Трофимов А.И., Минин С.И.* Способ снятия остаточных напряжений в сварных соединениях металлов/Патент №2281192 С2 В23К 28/02 (10 августа 2006 г.).
7. *Трофимов А.И., Минин С.И.* Способ снятия остаточных напряжений в сварных соединениях циркуляционных трубопроводов АЭС и ТЭС/Патент №2268312 С2 В23К 28/02 (20 января 2006 г.).
8. *Трофимов А.И., Минин С.И.* Способ повышения однородности структуры металла сварных соединений аустенитных сталей/Патент №2270441 С1 G01N 29/04 (20 февраля 2006 г.).
9. *Трофимов А.И., Минин С.И.* Способ снятия остаточных напряжений в сварных соединениях металлов/Патент №2280547 С2 В23К 28/00, С21D 9/50 (27 июля 2006 г.).

Поступила в редакцию 5.12.2007

КОРРЕКТИРОВКА ДАННЫХ О СОДЕРЖАНИИ РАДИОНУКЛИДОВ В ПРИЗЕМНОМ СЛОЕ АТМОСФЕРЫ ПО ИЗМЕРЕНИЯМ СОДЕРЖАНИЯ ЕСТЕСТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ

М.В. Прописнова, В.М. Ким

ГУНПО «Тайфун», г. Обнинск



Представлен метод корректировки результатов измерений объемных активностей радионуклидов в приземном слое атмосферы по измерениям объемной активности ${}^7\text{Be}$ на соседних пунктах наблюдения.

На территории России государственной наблюдательной сетью Росгидромета проводятся систематические наблюдения за объемной активностью техногенных и природных радионуклидов в приземной атмосфере. Пробы аэрозолей отбираются с помощью воздухофильтрующих установок (ВФУ) на фильтр ФПП-15-1,5. Методики отбора проб, подготовки счетных образцов и их анализа описаны в [1–3]. Объем прокаченного за время экспозиции воздуха зависит от мощности электродвигателя ВФУ и колеблется на различных пунктах наблюдения от 24000 до 100000 м³/сут. При отборе конкретной пробы объем прокаченного воздуха определяется по средней скорости потока, которая измеряется с помощью самолетного указателя скорости (УС) в начале и в конце экспозиции пробы. Погрешность используемой методики измерения объемного расхода составляет 20%. В некоторых случаях в результате различных причин (смена электродвигателя на ВФУ, несвоевременная калибровка УС) возникает систематическая ошибка при измерении скорости потока в ВФУ с помощью УС и, следовательно, систематическая ошибка в определении объемной активности радионуклидов.

Анализ данных сетевой лаборатории Курского ЦГМС-Р по объемным активностям природных и техногенных радионуклидов, полученных по единым методикам [1, 2] и на одной и той же измерительной аппаратуре, показал, что начиная с 1995 г. в приземном слое атмосферы г. Курчатова, расположенного в 2 км от Курской АЭС, объемные активности техногенных радионуклидов, источником которых является Курская АЭС, ниже, чем в г. Курске [4–6], несмотря на то, что Курск расположен дальше от АЭС – в 40 км. При этом, согласно розе ветров [7–10], среднегодовая повторяемость направлений ветра от АЭС для городов Курска и Курчатова примерно одинакова.

Такая же картина наблюдалась и для радионуклидов природного происхождения, в частности, для ${}^7\text{Be}$. ${}^7\text{Be}$ – природный радионуклид космогенного происхождения ($T_{1/2} = 53,39$ сут) образуется при расщеплении кислорода (${}^{16}\text{O}$) и азота (${}^{14}\text{N}$) частицами космических лучей [11]. Путем захвата электрона ${}^7\text{Be}$ превращается в

стабильный изотоп лития. При этом 11% распадов сопровождается испусканием гамма-квантов с энергией 478 кэВ. Образование ^7Be происходит, в основном, в стратосфере (~ 70%), оставшаяся часть (~ 30%) образуется в верхней тропосфере. Часть ^7Be , которая образуется в стратосфере, обычно находится там в течение года, прежде чем поступит в тропосферу, где остается в течение примерно 6 недель [12–14]. Скорость образования космогенных радионуклидов и их концентрации в верхних слоях атмосферы относительно постоянны [15–17]. Объемная активность ^7Be в приземном слое атмосферы зависит от многих параметров: географических координат (широты и долготы), высоты над поверхностью земли, времени года (сезонный ход, связанный с высотой тропопаузы), солнечной активности (скорость образования ^7Be), местных метеорологических условий (количество осадков и пр.). Однако в пунктах, расположенных на небольшом расстоянии друг от друга и имеющих схожие географические и метеорологические условия, среднемесячные и среднегодовые концентрации ^7Be в приземном слое воздуха должны находиться примерно на одном уровне.

С учетом вышеизложенных свойств ^7Be был предложен и опробован метод уточнения и восстановления значений объемных активностей радионуклидов в воздухе, полученных с помощью ВФУ, по измерениям и сопоставлениям объемной активности ^7Be на соседних станциях, расположенных в городах Курск и Курчатове.

На рис. 1, 2 представлены среднемесячные объемные активности ^7Be в приземном слое воздуха городов Курска и Курчатова за период 1995–2007 гг. Из рисунков видно, что среднемесячные объемные активности ^7Be в Курске и Курчатове коррелируют друг с другом (прослеживается четкая зависимость между объемной активностью данного изотопа в воздухе и временем года: зимой и осенью – низкие значения, летом и весной – высокие, что связано с сезонными колебаниями тропопаузы), но до 2004 г. значения объемных активностей данного радионуклида в воздухе этих городов отличались почти в два раза (см. рис. 1). Средняя величина отношений среднемесячных значений объемной активности ^7Be в воздухе Курска к соответствующим значениям в Курчатове в период с июля 1995 г. (начало работы ВФУ в г. Курчатове) по ноябрь 2003 г. (вышел из строя двигатель на ВФУ в г. Курчатове) составила $2,1 \pm 0,57$. Коэффициент корреляции между среднемесячными значениями объемных активностей ^7Be в приземном воздухе в городах Курске и Курчатове за этот период составил 0,76.

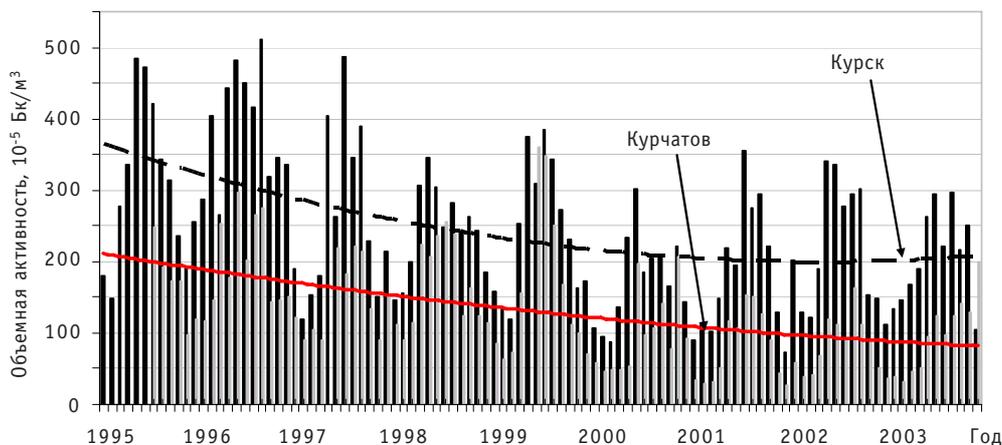


Рис. 1. Объемная активность ^7Be в приземном воздухе городов Курска и Курчатова за период 1995–2003 гг.: ■ – Курск; ■ – Курчатов

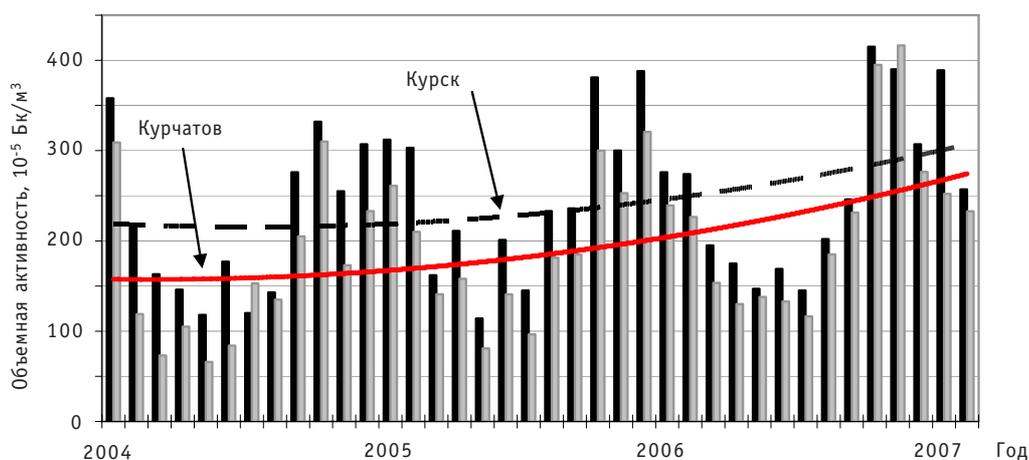


Рис. 2. Объемная активность ${}^7\text{Be}$ в приземном воздухе городов Курска и Курчатова за период с августа 2004 г. по сентябрь 2007 г.: ■ – Курск; □ – Курчатов

После замены двигателя на станции г. Курчатова, в период с августа 2004 г. по октябрь 2007 г. разница между среднемесячными объемными активностями ${}^7\text{Be}$ в приземном слое воздуха Курска и Курчатова уменьшилась, но, по-прежнему, в Курске значения объемной активности ${}^7\text{Be}$ были выше. Коэффициент корреляции среднемесячных значений в городах Курск и Курчатов составил 0,93. Средняя величина отношений среднемесячных значений объемных активностей ${}^7\text{Be}$ составила $1,4 \pm 0,29$ (см. рис. 2).

Таким образом, измерения объемных активностей радионуклидов в приземном воздухе городов Курск и Курчатова с 1995 г. по октябрь 2007 г. можно разделить на два периода, для которых получены поправочные коэффициенты, характеризующие систематическую ошибку измерений объемной активности радионуклидов в г. Курчатове, обусловленную систематической ошибкой в измерении объемного расхода воздуха при отборе проб с помощью ВФУ: для периода с 1995 г. по 2003 г. значение поправочного коэффициента $2,1 \pm 0,57$; для периода с августа 2004 г. по сентябрь 2007 г. – $1,4 \pm 0,29$. Полученные поправочные коэффициенты были использованы для восстановления значений объемных активностей техногенных радионуклидов, измеренных в г. Курчатове за указанные периоды наблюдений.

Предлагаемый метод корректировки данных о содержании радионуклидов в приземном слое атмосферы, измеренных на соседних станциях с помощью ВФУ, по значениям объемных активностей космогенного ${}^7\text{Be}$ прост и не требует дополнительных затрат. Его также можно применять для оперативного контроля работы ВФУ. Однако в случае, когда анализы проб проводятся в разных лабораториях, при сравнении полученных результатов необходимо учитывать погрешности работы измерительной аппаратуры.

В ноябре 2007 г. ВФУ в Курчатове была модернизирована силами ГУ НПО «Тайфун». В усовершенствованной установке ВФУ был использован сертифицированный измерительный участок с принципиально новым счетчиком расхода воздуха ВРСГ-1, основанный на измерении частоты образования вихрей, возникающих в потоке воздуха при обтекании неподвижного тела специальной формы, и позволяющий измерять расходы воздуха в диапазоне $12\text{--}5000 \text{ м}^3/\text{ч}$ с относительной погрешностью не более $\pm 2\%$ [18]. За три месяца измерений (с декабря 2007 г. по февраль 2008 г.) средняя величина отношений среднемесячных объемных активностей ${}^7\text{Be}$ составила $0,72 \pm 0,04$. Этот массив данных недостаточен для того,

чтобы сделать выводы о правильности выбора ВФУ в г. Курске в качестве эталонной установки. После опытной эксплуатации ВФУ в г. Курчатове в течение года, возможно, возникнет необходимость корректировки значений объемных активностей радионуклидов в г. Курске.

Авторы выражают благодарность начальнику региональной радиометрической лаборатории Курского ЦГМС-Р А.Г. Богучарскому за помощь в предоставлении данных.

Литература

1. Наставление гидрометеорологическим станциям и постам. Вып. 12. Наблюдения за радиоактивным загрязнением природной среды (изд. 2-е, перераб. и доп.)/Под ред. К.П. Махонько. – Л.: Гидрометеоздат, 1982. – 60 с.
2. Методика контроля радиоактивного загрязнения воздуха (МВИ.01-8/96)/Под ред. К.П. Махонько. – Обнинск: НПО «Тайфун», 1996.
3. Методика определения содержания плутония-239, 240 в пробах и материалах окружающей среды с радиохимической концентрацией на альфа-спектрометре (МВИ.01-5/95). – Обнинск: НПО «Тайфун», 1995.
4. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 1996 году. Ежегодник/Под ред. К.П. Махонько. – С-Пб.: Гидрометеоздат, 1998. – 168 с.
5. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 1998 году. Ежегодник/Под ред. К.П. Махонько. – С-Пб.: Гидрометеоздат, 2000. – 256 с.
6. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2005 году. Ежегодник/Под ред. С.М. Вакуловского. – М.: Метеоагентство Росгидромета, 2006. – 274 с.
7. Стасенко В.В., Чекалин Б.С., Воронин М.М., Чершинцев А.И. О состоянии радиационной обстановки в районе расположения Курской АЭС за 1996 г./Отчет. – Курчатов: Курская АЭС, 1997.
8. Стасенко В.В., Чекалин Б.С., Воронин М.М., Трубников А.А. О состоянии радиационной обстановки в районе расположения Курской АЭС за 1998 г./Отчет. – Курчатов: Курская АЭС, 1999.
9. Стасенко В.В. и др. О состоянии радиационной обстановки в районе расположения Курской АЭС за 2001 г./Отчет. – Курчатов: Курская АЭС, 2002.
10. Стасенко В.В., Полянских С.А. О состоянии радиационной обстановки в районе расположения Курской АЭС за 2005 г./Отчет. – Курчатов: Курская АЭС, 2006.
11. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – М.: Энергоатомиздат, 1991.
12. Кароль И.Л. Количественное изучение планетарного обмена в тропосфере и нижней стратосфере с помощью радиоактивных трассеров/Труды ИЭМ. – Вып. 17. – 1970. – С. 60-99.
13. Малахов С.Г. и др. О некоторых закономерностях глобальных радиоактивных выпадений из атмосферы в 1967 – 1969 гг./Труды ИЭМ. Вып. 1 (32). – 1972. – С. 3-15.
14. Стыро Б.И., Луянас В.Ю., Шонаускас К.К. Радиоактивность атмосферы и метеорология. – Вильнюс: Минтис, 1975. – 271 с.
15. Луянас В. Космогенные радионуклиды в атмосфере. – Вильнюс: Моклас, 1979. – 196 с.
16. Benioff P.A. Cosmic-ray production rate and mean removal time of beryllium-7 from the atmosphere//Phys. Rev. – 1956. – V. 104. – № 4. – P. 1122-1130.
17. Lal D., Peters B. Cosmic ray produced radioactivity on the Earth. In: Handbuch der Physik. Berlin e. a., Springer-Verlag, 1967, B. 46/2, S. 551-612.
18. Усовершенствование промышленных образцов радиометрической и воздухофильтрующей установок/Отчет о НИР (заключ.): УДК 504.054:621.039.586 / ГУ «НПО «Тайфун»; рук. С.М. Вакуловский; испол.: В.М. Ким, В.Н. Яхрюшин, Б.И. Петров и др. – Обнинск, 2007. – 62 с. – Инв. № 0-887.

Поступила в редакцию 17.04.2008

ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА SCALE: ВОПРОСЫ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

А.В. Егоров*, С.Н. Филимонов*, В.В. Артисюк*, А.Н. Шмелев**

**Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск*

***Московский инженерно-физический институт (государственный университет), г. Москва*



Настоящая статья имеет целью верификацию лицензионного программного комплекса SCALE 5, поставленного в ИАТЭ для учебных целей в соответствии с соглашением между ИАТЭ и RSICC (Radiation Safety Information Computational Center, Национальная лаборатория «Oak Ridge», США). Проведенная верификация ориентирована на фундаментальные вопросы ядерной безопасности, связанные с анализом критичности. Были проведены расчеты на критичность классических урановых и плутониевых экспериментов (GODIVA, JEZEBEL) и гетерогенных сферических экспериментальных сборок, ориентированных на уточнение критических масс трансурановых изотопов (^{244}Cm , ^{237}Np , ^{238}Pu), проведен анализ чувствительности полученных расчетных результатов к ядерным данным. На основании анализа чувствительности предложена модель проведения эксперимента с ^{234}U для уточнения его критической массы.

ВВЕДЕНИЕ

Критическая масса – одно из важнейших свойств делящихся нуклидов. Определение ее значения необходимо для задач разработки перспективных видов топлива и решения проблемы нераспространения ядерных материалов. Эксперименты по уточнению критических масс первоначально проводились только для ^{235}U и ^{239}Pu , как оружейных материалов. Но с ростом накопления трансурановых элементов возникает необходимость определения их критической массы. С середины прошлого столетия проводились эксперименты по уточнению критической массы ^{244}Cm , ^{237}Np , ^{238}Pu и некоторых других элементов [1].

За последнюю декаду в области расчета критичности и анализа безопасности широкое распространение получил программный комплекс SCALE 5 (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation), разработанный и поддерживаемый в Oak Ridge National Laboratory (Национальная лаборатория «Оук Ридж», США) [2]. По существу SCALE объединяет ранее независимо распространявшиеся проблемно-ориентированные программные коды (KENO, ORIGEN и другие); по терминологии, принятой в SCALE – **функциональные модули**. Иерархия SCALE 5 построена таким образом, что для решения определенной задачи разрабатывается последовательность подключения функциональных модулей. Эта последовательность формируется и управляется стандартизованными **контрольными модулями**. Напри-

мер, расчет на критичность сборки со сложной геометрией производится контрольным модулем CSAS 6 (Criticality Safety Analysis Sequence), который последовательно подключает следующие функциональные модули:

- 1) BONAMI – создание библиотеки сечений для области неразрешенных резонансов;
- 2) NITAWL-III – создание библиотеки сечений для области разрешенных резонансов;
- 3) XSDRNPM – усреднение сечений по составляющим сборку элементарным геометрическим подзонам;
- 4) KENO-VI – расчет коэффициента размножения нейтронов методом Монте-Карло.

В случае необходимости анализа чувствительности критичности к ядерным данным, в перечень добавляется функциональный модуль SAMS (Sensitivity Analysis Module for SCALE), подключаемый после отработки KENO. В этом случае пользователю SCALE предлагается использовать контрольный модуль TSUNAMI [3].

Полный список контрольных модулей приведен в табл. 1. Как видно из перечня модулей, программный комплекс SCALE 5 позволяет исследовать широкий спектр проблем, связанных с расчетом критичности, радиационной защиты, выгорания топлива и другие задачи из области физики ядерных реакторов.

В данной работе был задействован контрольный модуль TSUNAMI для апробации комплекса SCALE 5 на расчете критическихборок, среди которых:

- классические критические эксперименты GODIVA, JEZEBEL [4];
- эксперименты с замещением (центральная зона сферической сборки JEZEBEL замещается исследуемым материалом) [5];
- нептуниевая сферическая сборка, окруженная последовательными слоями высокообогащенного урана [6].

Таблица 1

Контрольные модули программного комплекса SCALE

Название	Назначение контрольного модуля
CSAS	Проведение анализа критичности
CSAS6	Проведение анализа критичности
SMORES	Расчет максимального значения эффективного коэффициента размножения k_{eff} или минимальной критической массы одномерной ядерной системы
TSUNAMI-1D	Расчет чувствительности в расчетах критичности
TSUNAMI-3D	Расчет чувствительности в расчетах критичности в трехмерной системе
STARBUCS	Расчет критичности с использованием анализа выгорания
ORIGEN-ARP	Анализ выгорания и отработавшего топлива
SAS1	Одномерный анализ радиационной защиты
SAS2	Одномерный анализ одновременно и выгорания, и радиационной защиты
SAS3	Анализ радиационной защиты методом Монте-Карло
SAS4	Анализ радиационной защиты методом Монте-Карло
HTAS1	Двумерный анализ переноса тепла в контейнере, для перевозки и хранения отработанного топлива
QADS	Многомерный анализ точечного ядра
TRIRON	Двумерный анализ характеристик отработанного ядерного топлива

РАСЧЕТ КРИТИЧЕСКИХ СФЕР

Классические критические эксперименты

Критические эксперименты с высокообогащенным металлическим делящимся материалом в сферической геометрии есть смысл относить к классическим экспериментам, во-первых, с точки зрения хронологии, а во-вторых, с точки зрения простоты конфигурации. Известно, что на сферической сборке GODIVA из высокообогащенного урана проверялись основные константы для анализа развития цепной реакции в ядерном взрывном устройстве. Сферическая геометрия, а иными словами сферическая симметрия, облегчает моделирование процесса пространственного переноса нейтронов и представляется наиболее удобной и часто используемой для проверки соответствующих программных кодов.

Изотопный состав и размеры критических сборок GODIVA и JEZEBEL, используемых для верификации программного комплекса SCALE, представлены в табл. 2. GODIVA представляет собой сборку, содержащую высокообогащенный уран при радиусе сферы 8,741 см, JEZEBEL – плутониевая сборка с радиусом 6.385 см. Расчетные результаты, представленные в табл. 2, с точностью ~0.3% соответствуют условию критичности (экспериментальное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов считается равным единице).

Таблица 2

Изотопный состав и расчетный коэффициент размножения нейтронов критических сборок*

Сборка	GODIVA		JEZEBEL		Dirty JEZEBEL	
	Изотоп	Концентрация, $\times 10^{24}/\text{см}^3$	Изотоп	Концентрация, $\times 10^{24}/\text{см}^3$	Изотоп	Концентрация, $\times 10^{24}/\text{см}^3$
Материал	^{235}U	0.045000	^{239}Pu	0.037050	^{239}Pu	0.02993400
	^{238}U	0.002498	^{240}Pu	0.001751	^{240}Pu	0.00787540
	^{234}U	0.000492	^{241}Pu	0.000117	^{241}Pu	0.00121460
			Ga	0.001375	^{242}Pu	0.00015672
				Ga	0.00137220	
Расчетный k_{eff}	0.99831 \pm 0.00095		0.99672 \pm 0.00093		0.9992 \pm 0.00087	

* – изотопный состав сборок взят из работы [4].

Важным параметром для развития цепной реакции в подобных конфигурациях является время жизни мгновенных нейтронов, однако расчетные данные для них не столь широко известны. Это явилось стимулом провести соответствующие расчеты в рамках данной работы. Комплекс KENO в качестве стандартной выдачи наряду с коэффициентом размножения нейтронов имеет характеристику «lifetime», содержащую данные о времени жизни мгновенных нейтронов. На рис. 1 представлены экспериментальные и расчетные характеристики «lifetime» для различных критических сфер. Экспериментальные данные были взяты из работы [7].

Из рис. 1 видно, что в широком диапазоне обогащения урана, расхождение результатов находится в интервале 5–10%.

Эксперименты с замещением

Эксперименты с замещением проводились на рубеже 60-х годов и получили название по принципу размещения делящихся материалов. Их целью являлась оценка критических масс редких в то время делящихся нуклидов, таких как ^{238}Pu , ^{244}Cm и других, имеющееся количество которых не позволяло изготовить из них

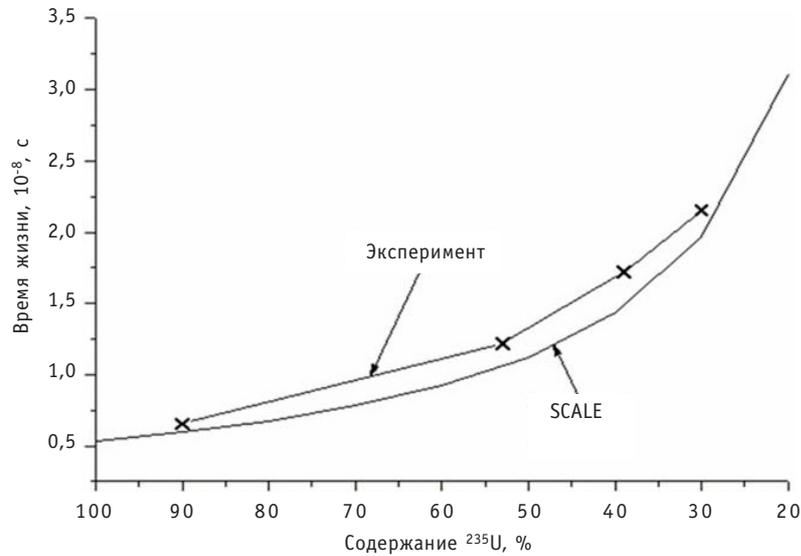


Рис. 1. Время жизни нейтронов в зависимости от обогащения урана для критических сфер из урана (экспериментальные данные взяты из [7])

полномасштабную критическую сборку. Суть экспериментов заключалась в замещении материала центральной зоны известных сферических критических сборок (таких как JEZEBEL [5]) на вакуум или на исследуемый материал и по экспериментально измеренному коэффициенту размножения нейтронов оценить соответствующую реактивность исследуемого (замещающего) i -го нуклида

$$\Delta k(i)_{eff} = \frac{(k_i - k_{void})}{(\beta_{eff} \times m_i)}. \quad (1)$$

Вводится сечение производства нейтронов, представляемое в виде усредненной по спектру разности

$$\sigma_{pr} = \overline{(\nu - 1)\sigma_f} - \overline{\sigma_c}, \quad (2)$$

где ν – число нейтронов на одно деление, σ_f и σ_c – микроскопические сечения деления и захвата соответственно.

Считая, что все характеристики ^{239}Pu (в случае JEZEBEL [4]) известны, определяется сечение производства изучаемого элемента

$$\frac{\Delta k(i)_{eff}}{\Delta k(j)_{eff}} = \frac{\sigma_{pr}(i)}{\sigma_{pr}(j)}. \quad (3)$$

Таким образом, из эксперимента согласно формуле (2) получают $\sigma_{pr}(i)$, используемую для нахождения критического радиуса по формуле, выводимой из уравнения Больцмана

$$\left(r_c + \frac{0.71}{\Sigma_{pr} + \Sigma_{tr}} \right) \Sigma_{tr} = \tan \frac{r_c (\Sigma_{pr} + \Sigma_{tr}) + 0.71}{\pi}, \quad (4)$$

причем транспортное сечение исследуемого материала берется таким же, как для ^{239}Pu (или ^{235}U). При заданной плотности исследуемого материала его критическая масса получается автоматически. В данной работе с помощью SCALE и MCNP проведен анализ эксперимента по оценке критической массы ^{244}Cm и ^{238}Pu [5]. В табл. 3 приведены экспериментальные и расчетные значения Δk . Полученные по SCALE 5 эти характеристики заметно хуже коррелируют с экспериментом по срав-

Таблица 3

Экспериментальные и расчетные значения Δk

Нуклид	Экспериментальное значение Δk	Расчетные значения Δk			
		MCNP (ENDF/B-V)*	MCNP (ENDF/B-VI)	SCALE	ONEDANT*
²⁴⁴ Cm	5.23	5.32	5.15	7.64	5.98
²³⁸ Pu	5.77	5.52	5.52	7.86	6.78

* – данные взяты из работы [5].

нению с результатами расчетов по MCNP[8], выполненных в рамках представленной работы.

Интерес к экспериментам с замещением в данной статье обусловлен так же тем, что до сих пор не существует полномасштабных экспериментов для трансуранов, аналогично GODIVA и JEZEBEL.

В последнюю декаду появилось множество публикаций с оценками критических масс широкого спектра тяжелых нуклидов, включая трансплутониевые элементы, основанные на чисто расчетном моделировании нейтронно-физических процессов в гомогенных сферах [9]. Имеющаяся разница в оценках в основном обсуждается по отношению к используемым кодам или к библиотекам используемых данных. Интересно отметить, что согласно расчетам критическая масса ²³⁸Pu оказывается заметно меньше, чем для ²³⁹Pu: 8.24 против 10.26 кг для плотности 19.6 г/см³ [10]. Хотя в экспериментах с замещением отмечается, что их критические массы приблизительно одинаковы [5]. Тот же тезис об одинаковости критических масс был положен в основу обсуждения материального барьера против нераспространения в статье Марка [11]. Рис. 2 дает представление об оценках критических масс, полученных на основе

- непосредственно эксперимента с замещением (отдельно выделенная точка, соответствующая радиусу вставки из эксперимента);
- моделирования эксперимента с помощью MCNP (критическая масса приводится в виде зависимости от радиуса вставки, принятого в качестве параметра);
- прямого расчетного определения критических масс сферы без отражателя с помощью различных программ (сплошные линии).

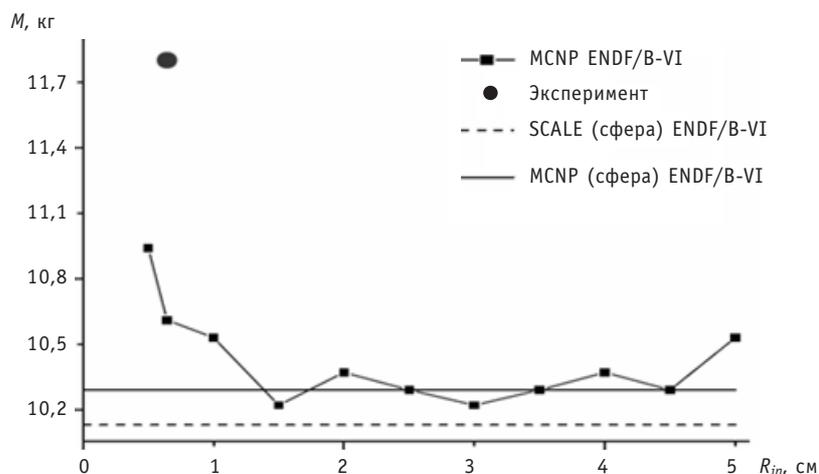


Рис. 2. Оценка критической массы ²³⁸Pu (экспериментальное значение взято из [5])

Анализ чувствительности

При разработке перспективных ядерных реакторов представляется важным определить тип нуклида, вид реакции и энергетический диапазон нейтронов, которые оказывают наибольшее влияние на характеристики их безопасности. Определение этих характеристик необходимо для формирования требований к точности соответствующих ядерных данных. Программный комплекс SCALE позволяет решать данные задачи на основе линейной теории возмущений первого порядка, реализуемого с помощью контрольного модуля TSUNAMI-3D, блок-схема которого изображена на рис. 3.

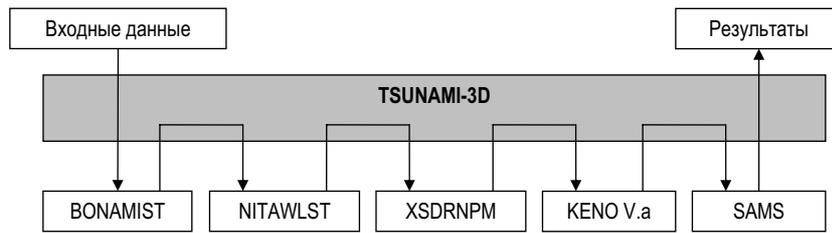


Рис. 3. Порядок следования данных по функциональному модулю TSUNAMI-3D

Функциональный модуль SAMS предназначен для оценки коэффициентов чувствительности и погрешности данных для каждого нуклида (i), реакции (j), геометрической подзоны (k) в групповом представлении (g) согласно уравнению

$$\left(S_{k, \Sigma_{j,g}^i} \right)_{total} \equiv \left(S_{k, \Sigma_{j,g}^i} \right)_{explicit} + \left(S_{k, \Sigma_{j,g}^i} \right)_{implicit}, \quad (5)$$

в котором правая часть представляет собой сумму явного (explicit) и неявного (implicit) коэффициентов чувствительности, определяемых выражениями

$$S_{k, \Sigma_{j,g}^i(r)} \equiv \frac{\Sigma_{j,g}^i(r)}{k} \frac{\partial k}{\partial \Sigma_{j,g}^i(r)}, \quad S_{k, \omega_i} \equiv \frac{\omega_i}{\Sigma_{j,g}^i} \frac{\partial \Sigma_{j,g}^i}{\partial \omega_i}, \quad (6)$$

где k – эффективный коэффициент размножения нейтронов; $\Sigma_{j,g}^i$ – макроскопическое сечение j -ой реакции, изотопа i , для энергетической группы g ; ω – параметр изменения (плотность, геометрия и другие параметры, оказывающие влияние на макроскопическое сечение) для анализа неявного коэффициента чувствительности.

В настоящей статье в качестве тестовой была выбрана модель, предложенная в работе [3], представляющая собой критическую сферу радиусом 38.5 см, моделирующую экспериментальную критическую сборку в виде гомогенного прямоугольного параллелепипеда, состоящего из UF_4 (с обогащением по ^{235}U 2%) и парафина. Соотношение водорода к ^{235}U составляет 293.9:1. Размеры экспериментальной модели 56.22×56.22×122.47 см.

Для тестовой задачи результаты расчетов коэффициентов чувствительности k_{eff} к ядерным данным водорода и урана-238 сведены в табл. 4. Прямой расчет коэффициента чувствительности производился следующим образом:

$$S = \frac{\gamma}{k} \cdot \frac{\partial k}{\partial \gamma} = \frac{\gamma}{k} \cdot \frac{k_{\gamma^+} + k_{\gamma^-}}{\gamma^+ - \gamma^-}, \quad (7)$$

где k – коэффициент размножения нейтронов; γ – параметр изменения (в данном случае это плотность).

Таблица 4

Сводная таблица по коэффициентам чувствительности

Изотоп	Реакция	Прямой расчет	TSUNAMI-3D
¹ H	Total	2.26 · 10 ⁻¹	2.43 · 10 ⁻¹ ± 6.19 · 10 ⁻³
¹ H	Scatter		3.43 · 10 ⁻¹ ± 6.17 · 10 ⁻³
¹ H	Elastic		3.43 · 10 ⁻¹ ± 6.17 · 10 ⁻³
¹ H	Capture		-1.00 · 10 ⁻¹ ± 4.93 · 10 ⁻⁵
¹ H	n, γ		-1.00 · 10 ⁻¹ ± 4.93 · 10 ⁻⁵
²³⁵ U	Total	2.57 · 10 ⁻¹	2.60 · 10 ⁻¹ ± 3.80 · 10 ⁻⁴
²³⁵ U	Scatter		5.39 · 10 ⁻⁴ ± 2.94 · 10 ⁻⁶
²³⁵ U	Elastic		3.57 · 10 ⁻⁴ ± 1.91 · 10 ⁻⁶
²³⁵ U	n, n'		1.74 · 10 ⁻⁴ ± 1.86 · 10 ⁻⁶
²³⁵ U	n, 2n		1.11 · 10 ⁻⁵ ± 6.15 · 10 ⁻⁸
²³⁵ U	Fission		3.70 · 10 ⁻¹ ± 3.42 · 10 ⁻⁴
²³⁵ U	Capture		-1.11 · 10 ⁻¹ ± 4.94 · 10 ⁻⁵
²³⁵ U	n, γ		-1.11 · 10 ⁻¹ ± 4.94 · 10 ⁻⁵

В отличие от прямых расчетов отклика на возмущение SAMS позволяет дифференцировать вклад в коэффициенты чувствительности отдельных реакций, как показано в табл. 4.

Коэффициенты чувствительности, получаемые с помощью TSUNAMI-3D, используются для получения интегральных индексов, среди которых

$$E_{sum} = E_f + E_c + E_s$$

$$E_f = \frac{1}{M} \cdot \sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G S_{f,g}^{a,i} \cdot S_{f,g}^{e,i}, E_c = \frac{1}{M} \cdot \sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G S_{c,g}^{a,i} \cdot S_{f,g}^{e,i}, E_s = \frac{1}{M} \cdot \sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G S_{s,g}^{a,i} \cdot S_{s,g}^{e,i} \quad (8)$$

где S – параметр, определенный согласно формуле (6); f, c и s – реакции деления, захват и рассеяние соответственно; a и e – материалы; M – нормировочный множитель

$$M = \sum_x \left(\sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G (S_{x,g}^{a,i})^2 \sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G (S_{x,g}^{e,i})^2 \right)^{\frac{1}{2}} \quad (9)$$

По интегральным индексам можно производить сравнение между моделями и, если интегральные индексы превышают значение 0.8 [12], то можно говорить о схожести рассматриваемых моделей. Получение интегральных индексов и их сравнение производится с помощью функционального модуля TSUNAMI-IP.

Нептуниевый эксперимент

В 2003 г. был проведен эксперимент с ²³⁷Np (рис. 4). Он значительно отличается от экспериментов с замещением тем, что масса вставки была не несколько граммов, а несколько килограммов (~6 кг). Изотопный состав эксперимента на нептунии представлен в табл. 5. Данный эксперимент интересен и тем, что в отличие от урана и плутония у нептуния нет других изотопов, а его критическая масса (~70 кг) меньше, чем у урана с 20-процентным обогащением по ²³⁵U, который является важным критерием при оценке нераспространения.

Для упрощенной модели нептуниевого эксперимента было произведено сравнение по интегральным индексам с голой критической сферой из чистого ²³⁷Np

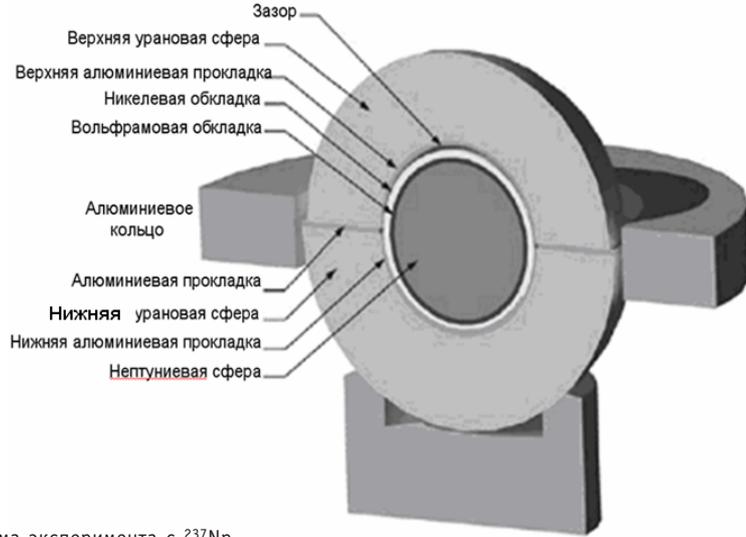


Рис. 4. Схема эксперимента с ^{237}Np

Таблица 5

Изотопный состав эксперимента на нептунии

Изотоп	Плотность ($\times 10^{24}/\text{см}^3$)
Нептуниевая сфера	
^{237}Np	$5.09626 \cdot 10^{-2}$
^{233}U	$1.8577 \cdot 10^{-6}$
^{234}U	$2.9633 \cdot 10^{-7}$
^{235}U	$1.4047 \cdot 10^{-5}$
^{236}U	$7.8349 \cdot 10^{-8}$
^{238}U	$1.5626 \cdot 10^{-6}$
^{238}Pu	$8.2340 \cdot 10^{-7}$
^{239}Pu	$1.6271 \cdot 10^{-5}$
^{240}Pu	$1.1619 \cdot 10^{-6}$
^{241}Pu	$3.1166 \cdot 10^{-8}$
^{242}Pu	$1.6032 \cdot 10^{-7}$
^{241}Am	$3.3375 \cdot 10^{-7}$
^{243}Am	$9.1575 \cdot 10^{-5}$
Урановая сфера	
^{234}U	$4.8767 \cdot 10^{-4}$
^{235}U	$4.4349 \cdot 10^{-2}$
^{236}U	$2.2281 \cdot 10^{-4}$
^{238}U	$2.5147 \cdot 10^{-3}$

Таблица 6

Значение интегральных индексов

Интегральный индекс	Экспериментальная сборка*	Критическая сфера
E_{sum}	1	0.8089
C_k	1	0.9894

* – значение равно единице, т.к. происходило сравнение эксперимента самого с собой.

(табл. 6). Сравнение показало хорошее согласование (интегральные индексы были больше 0.8) между расчетной моделью (6 кг нептуния с обкладкой из высокообогащенного урана) и критической нептуниевой сферой без отражателя.

Планирование эксперимента по ^{234}U

Изотоп ^{238}Pu (период полураспада 87 лет) распадается в ^{234}U , способность к делению которого до сих пор не вызвала интереса. Однако предварительные расчеты показывают, что его критическая масса без отражателя намного меньше, чем у урана с обогащением 20% и примерно равна 150 кг. Таким образом, логика развития ядерной энергетики неизбежно приведет к необходимости защиты ^{234}U от распространения.

На рис. 5 приведены микроскопические сечения изотопов урана, взятых из библиотеки ENDF/B VI [13]. Как видно из рисунка, в области быстрых энергий нейтронов макроскопические сечения деления и неупругого рассеяния ^{234}U сравнимы с сечением ^{235}U .

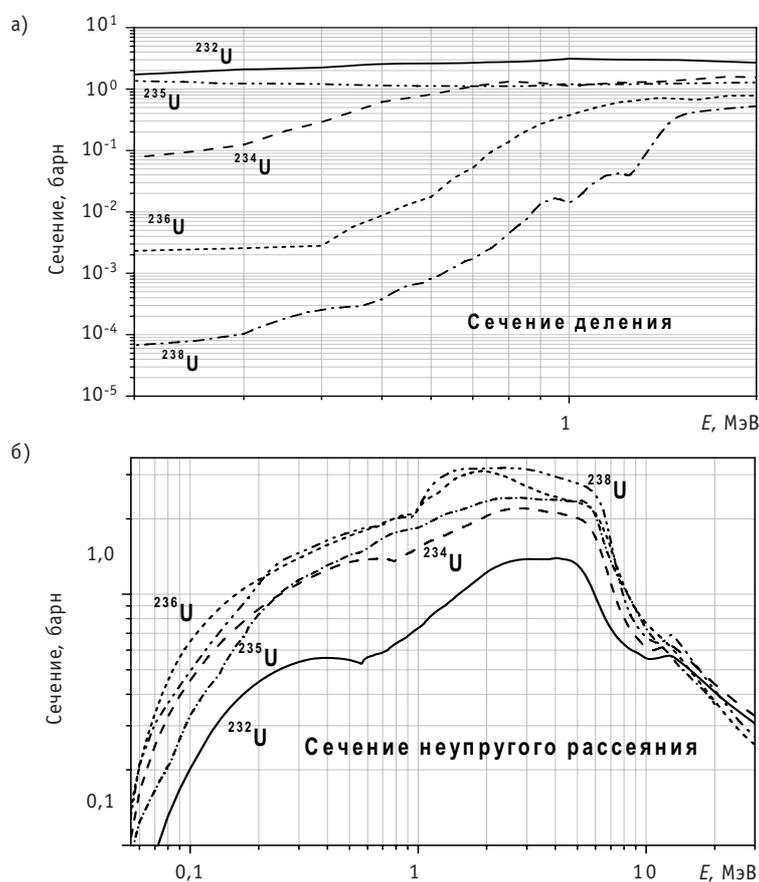


Рис. 5. Микроскопические сечения изотопов урана

Пользуясь логикой сравнения эксперимента с ^{237}Np и критической нептуниевой сферой без отражателя, в данной статье проводится оценка минимальной массы ^{234}U , необходимой для постановки эксперимента по оценке его критмассы. В качестве обкладки рассмотрен уран с изотопным составом, соответствующим эксперименту с нептунием (табл. 5). На рис. 6 представлена зависимость крити-

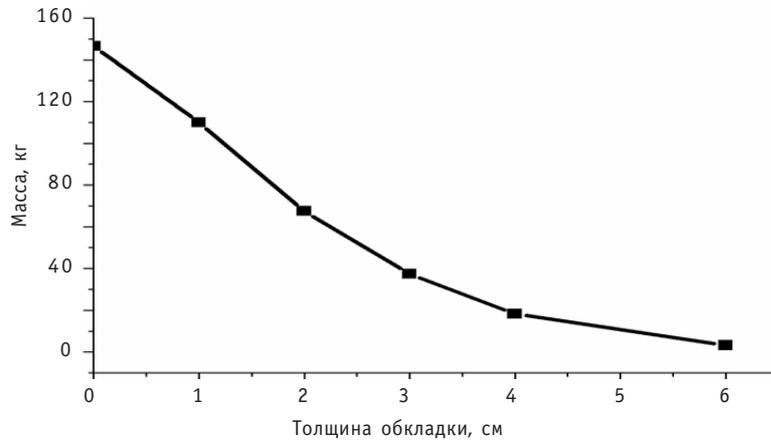


Рис. 6. Зависимость массы ^{234}U в критической сборке от толщины обкладки

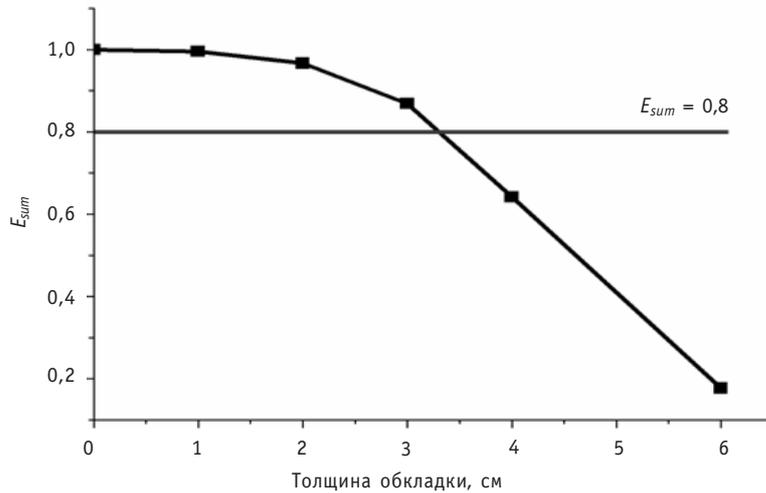


Рис. 7. Зависимость интегрального индекса E_{sum} от толщины обкладки

ческой массы ^{234}U от толщины обкладки. Для определения минимальной массы ^{234}U с обкладкой, которая хорошо согласуется со сферой из ^{234}U без отражателя проведено вычисление интегральных индексов (рис. 7). Как видно из рис. 6 и 7 минимальная масса ^{234}U с интегральными индексами более 0,8 составляет 30 кг.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данной статье была проведена верификация лицензионного программного комплекса SCALE на критических экспериментах. Сравнение эффективного коэффициента размножения нейтронов критических сборок JEZEBEL и GODIVA, рассчитанного при помощи SCALE, с экспериментальными данными показало хорошее соответствие результатов, погрешность составила 0.3%. При использовании программного комплекса SCALE для моделирования экспериментов с замещением было установлено плохое соответствие между расчетными и экспериментальными данными. Это может быть обусловлено различием используемого с-распределения в транспортных кодах SCALE (KENO) и MCNP [5].

Так же была проведена верификация программного комплекса SCALE для расчета коэффициентов чувствительности, позволяющая (в отличие от прямого расчета) дифференцировать вклад в коэффициенты чувствительности отдельных ре-

акций. Проведенный анализ чувствительности нептуниевого эксперимента с вычислением интегральных индексов показал хорошее сравнение эксперимента с голой нептуниевой сферой без отражателя и с использованием интегральных индексов; проведено планирование эксперимента по уточнению критической массы ^{234}U , в результате которого была установлена минимальная критическая масса для проведения эксперимента.

Литература

1. *Loaiza D., Gerhman D.* End of an Era for the Los Alamos experiments facility: history of critical assemblies and experiment (1946-2003)//Annals of nuclear energy (2006).
2. SCALE-5, SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, RSICC, CCC-7252.
3. *Rearden T.B.* TSUNAMI-3D: Control module for three-dimensional cross-section sensitivity and uncertainty analysis for criticality, ORNL/TM-2005/39.
4. Intercomparisons of Calculation Made for GODIVA and JEZEBEL//JEFF Report 16, NEA/OECD (1999).
5. *Brewer R.W.* Plutonium-238 and plutonium-239 replacement measurements performed using JEZEBEL//NEA/NSC/DOC/(95)03/VII.
6. *Loaiza D.* Neptunium-237 sphere reflected by hemispherical shells of highly enriched uranium//NEA/NSC/DOC/(95)02/VII.
7. *Wimett T.F., Orndoff J.D.* Applications of GODIVA II Neutron Pulses//UN International Conference «Atom for Peace», Geneva, p/419 (1957).
8. *Briesmeister J.F.* MCNP – A General Monte-Carlo N-Particle Transport Code. LA-12625-M, (1993).
9. *Wright R.Q., Jordan W.C., Westfall R.M.* Critical Masses of Bare Metal Spheres Using SCALE/XSDRN//Transaction of ANS, 2000 summer meeting.
10. *Artisyuk V.V., Saito M. et al.* Proliferation Resistance Issues of Protected Plutonium Production/Proc. of Consultancy Meeting on Protected Plutonium Production (PPP-Project) (19-20 June, 2003, IAEA Headquarters, Vienna).
11. *Mark J.* Explosive properties of reactor grade plutonium//Science&Global Security, 4, 111 (1993).
12. *Broadhead L., Rearden B.T., Hopper C.M.* Sensitivity- and uncertainty-based criticality safety validation techniques//Nuclear science and engineering: 146, 340366~2004.
13. Взято с <http://www-nds.iaea.org/>.

Поступила в редакцию 5.07.2007

ФОРМИРОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ УСЛОВИЙ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ В РЕАКТОРЕ «МИР» ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛОВ ВВЭР В РЕЖИМАХ АВАРИЙ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В.В. Калыгин, И.В.Киселева, А.П. Малков, В.Н.Шулимов
ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград



Рассмотрены вопросы формирования нейтронно-физических условий для безопасного проведения в реакторе «МИР» экспериментов по моделированию параметров твэлов и ТВС, характерных для аварий с потерей теплоносителя реакторов ВВЭР. Представлены сведения о проведенных в реакторе экспериментах.

Совершенствование эксплуатационных характеристик ядерного топлива одна из основных задач, решение которых напрямую влияет на успешное развитие атомной энергетики и на повышение конкурентоспособности российского ядерного топлива на внешнем рынке. Возрастающие международные и национальные нормативные требования по безопасности обуславливают необходимость получения комплекса экспериментальных данных о поведении твэлов ядерных реакторов с различным выгоранием топлива в аварийных и переходных режимах.

За рубежом для получения таких данных используют, как правило, специализированные установки, такие как PBF, Phebus, LOFT и др. [1]. В России специализированные реакторы для проведения экспериментов по изучению поведения твэлов в условиях аварийных ситуаций отсутствуют, поэтому такие эксперименты проводят в действующих исследовательских реакторах. Наиболее подходит для этих целей петлевой реактор «МИР» [2], который предназначен для проведения испытаний новых конструкций ТВС, фрагментов ТВС и отдельных твэлов ядерно-энергетических установок различного назначения. Одновременно в реакторе можно испытывать несколько экспериментальных ТВС (ЭТВС), отличающихся конструкцией, содержанием делящегося материала в твэлах, требуемым уровнем энерговыделения, видом и параметрами охлаждающего теплоносителя. Реактор оснащен петлевыми установками, удовлетворяющими современным требованиям безопасности. Квалифицированный персонал имеет большой опыт проведения петлевых испытаний. Все это обеспечивает возможность проведения широкого спектра исследований.

Однако эксперименты по моделированию аварийных и переходных режимов в реакторе «МИР» относятся к классу петлевых испытаний, которые не были пре-

дусмотрены на стадии его создания. Они отличаются сложностью экспериментальных устройств, их обязательным оснащением средствами измерений. В ходе эксперимента необходимо моделировать динамические процессы с изменением по заданному сценарию агрегатного состояния теплоносителя, в том числе может происходить запаривание всего объема петлевого канала. В условиях реактора «МИР» это приводит к вводу положительной реактивности [3]. Учитывая, что время протекания процессов (особенно в аварийных ситуациях), как правило, мало, а вводимая положительная реактивность может достигать существенных значений, можно констатировать, что безопасное проведение таких экспериментов в реакторе возможно лишь при формировании специальных условий, уменьшающих воздействие экспериментального устройства на реактор.

Среди методов формирования условий испытаний можно выделить следующие. На стадии проектирования – это выбор конструкции и состава ЭТВС и петлевого канала.

При подготовке эксперимента – место размещения петлевого канала в активной зоне и выгорание топлива в рабочих ТВС, загружаемых в окружающие ячейки.

Непосредственно в процессе проведения эксперимента – глубина погружения ближайших к петлевому каналу органов регулирования. Поскольку в реакторе «МИР», как правило, одновременно проводятся исследования по нескольким программам, использование перечисленных методов позволяет сформировать в активной зоне распределение плотности потока нейтронов, при котором обеспечиваются необходимые условия проведения экспериментов для всех испытываемых ЭТВС.

В настоящей работе представлены результаты изучения условий безопасного проведения в реакторе «МИР» экспериментов, в которых моделируются параметры, характерные для аварий с потерей теплоносителя водоохлаждаемых реакторов. Рассмотрены физические особенности формирования активной зоны реактора «МИР» для экспериментов, в которых моделируются условия работы твэлов при аварии с ухудшением отвода тепла из-за не компенсируемой потери теплоносителя, вызванной разрывом трубопроводов небольшого сечения («Малая течь»), а также при максимальной проектной аварии ВВЭР-1000, которая связывается с разрывом трубопровода первого контура диаметром 800 мм с двусторонним истечением теплоносителя («Большая течь»).

Такие эксперименты проводят с целью изучения поведения твэлов, определения предельных параметров, при которых твэлы и элементы дистанционирующих решеток сохраняют свою целостность и прочностные характеристики, достаточные для извлечения ТВС после завершения аварийной ситуации.

При проектировании ЭТВС, предназначенной для испытаний в исследовательском реакторе, должны быть в максимальной степени учтены теплофизические и гидродинамические особенности моделируемой сборки. Это условие выполняется, когда в качестве экспериментальной используется рабочая ТВС энергетического реактора или (если ее размеры велики для размещения в петлевом канале) максимально возможный по размерам ее фрагмент. Таким образом, для рассматриваемых экспериментов конструкцию ЭТВС можно считать выбранной. В частности, при испытании ТВС типа ВВЭР в петлевом канале реактора «МИР» с учетом его габаритных ограничений можно разместить 19 твэлов. В таком фрагменте ТВС ВВЭР реализуются условия эксплуатации твэлов, расположенных в существующих типах ячеек (центральная, граничные и угловые), а также моделируется влияние дистанционирующих решеток на состояние твэлов. Разработана также конструкция ЭТВС, содержащая 7 твэлов. Необходимо отметить, что если часть испытываемых

мых твэлов выгоревшие, то в обеих конструкциях для выравнивания энерговыделения предусматривается использовать «свежие» твэлы с пониженным обогащением по U-235.

ЭКСПЕРИМЕНТ «МАЛАЯ ТЕЧЬ»

В процессе развития такой аварии в результате некомпенсируемой потери теплоносителя из первого контура на остановленном реакторе, за счет остаточного энерговыделения происходит разогрев активной зоны, быстрое испарение воды и осушение верхней части ТВС, приводящее к перегреву твэлов и, как следствие, к нарушению их герметичности. Алгоритм проведения в реакторе «МИР» эксперимента, в котором обеспечиваются подобные условия охлаждения твэлов, предусматривает [4]:

- вывод реактора на уровень мощности, достаточный для достижения исходных параметров эксперимента и работу в течение времени, необходимого для формирования структуры топливного сердечника (до 5 сут);
- снижение мощности петлевого канала до уровня 5–15% от исходного значения;
- снижение расхода теплоносителя до контролируемого вывода твэлов в состояние с запариванием верхней части ЭТВС;
- работу при достигнутых условиях в течение заданного времени (или до момента разгерметизации твэлов);
- вывод твэлов из состояния «с перегревом».

Проведенный анализ возможных аварийных ситуаций, которые могут возникнуть при проведении эксперимента, показал, что к максимальным отрицательным последствиям приводит разрушение корпуса петлевого канала и разрыв трубопровода первого контура петлевой установки. В первом случае возможно повреждение окружающих элементов активной зоны, выброс теплоносителя из петлевого канала в бассейн реактора. Во втором – истечение теплоносителя происходит в специально оборудованное герметичное помещение, в котором обеспечивается локализация радиоактивного теплоносителя. Общим при этих ситуациях является введение положительной реактивности в результате значительного снижения плотности теплоносителя в петлевом канале.

Для исключения отрицательного воздействия на активную зону реактора аварийного разрыва корпуса штатного петлевого канала, в его состав был введен страховочный чехол, выполняющий функцию локализирующей системы. Таким образом, кроме конструкции ЭТВС определена и конструкция петлевого канала.

Вопросы формирования условий для обеспечения требуемых параметров и безопасности в процессе проведения эксперимента изучали на критической сборке физической модели реактора «МИР». Макет петлевого канала с 19-твэльной ЭТВС (твэлы ВВЭР с обогащением по U-235 4,4%) размещали в центральной части активной зоны в ячейке, вокруг которой установлены пять органов регулирования системы управления и защиты.

В условиях, когда конструкция петлевого канала и ЭТВС выбраны, мощность реактора, при которой обеспечиваются требуемые исходные параметры, зависит от относительной мощности ЭТВС (отношение мощности ЭТВС к средней мощности всех рабочих ТВС в активной зоне). В свою очередь, относительная мощность ЭТВС определяется содержанием U-235 в окружающих рабочих каналах и количеством извлеченных из активной зоны ближайших органов регулирования (рис. 1).

Результаты исследований позволили установить, как будет меняться мощность реактора, при которой обеспечивается требуемая на начальном этапе максимальная линейная мощность твэлов в зависимости от изменения относительной мощ-

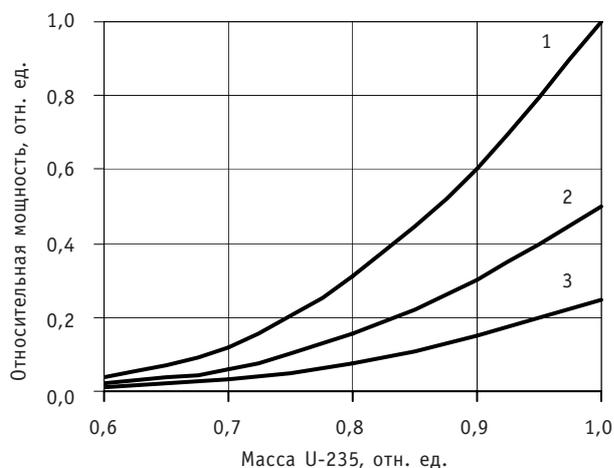


Рис. 1. Изменение относительной мощности ЭТВС в зависимости от массы U-235 в окружающих рабочих ТВС: 1 – пять органов регулирования извлечено; 2 – извлечено два органа регулирования; 3 – пять органов регулирования погружено

ности ЭТВС (рис. 2). Как следует из приведенных данных, для проведения эксперимента при минимальной мощности реактора необходимо окружать петлевой канал рабочими ТВС с невыгоревшим топливом и полностью извлекать из активной зоны ближайшие органы регулирования. Особенно это актуально при испытаниях твэлов с небольшим выгоранием, когда необходимо обеспечить высокую линейную мощность.

Исследования по удалению воды из корпуса петлевого канала, проведенные на критической сборке, показали, что эффект реактивности от аварийного обезвоживания петлевого канала при выбранной конструкции ЭТВС и петлевого канала, рекомендованной загрузке окружающих рабочих ТВС и верхнем положении ближайших органов регулирования не превышает $0,6 \beta_{эф}$. При таком его значении безопасность эксперимента будет обеспечена штатной системой СУЗ реактора. Причем введение в конструкцию канала стального страховочного чехла с толщиной стенки 6 мм, которая обеспечивает требуемый запас прочности, приводит к уменьшению эффекта реактивности на $0,4 \beta_{эф}$.

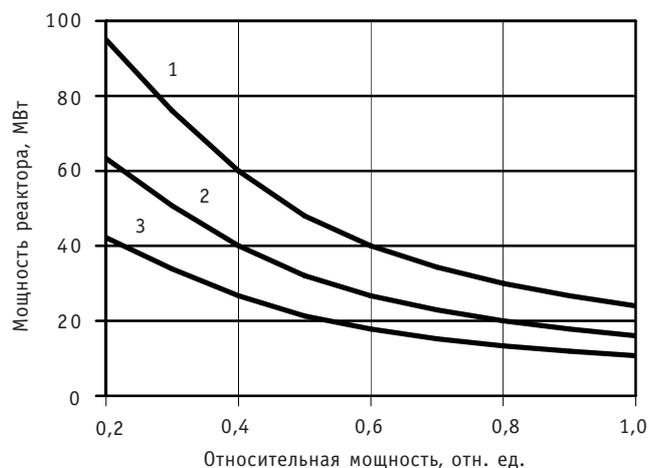


Рис.2. Изменение мощности реактора в зависимости от относительной мощности ЭТВС при максимальной линейной мощности твэлов: 1 – 450; 2 – 300; 3 – 200 Вт/см

Выбранное для начальной стадии эксперимента верхнее положение ближайших органов регулирования имеет еще одно преимущество. На этапе, предусматривающем снижение мощности петлевого канала, их погружение в активную зону следует использовать в первую очередь. Это позволяет минимально снижать общую мощность реактора и, следовательно, уменьшить влияние нестационарных процессов, связанных с увеличением концентрации Xe-135. В результате сокращается время стабилизации параметров петли на новом уровне мощности, и расширяются возможности поддержания в заданном режиме параметров испытаний в других петлевых каналах.

Разработанные рекомендации по формированию нейтронно-физических условий позволили успешно провести в реакторе «МИР» серию экспериментов «Малая течь» с твэлами типа ВВЭР [5–8]. Их основные параметры представлены в табл. 1.

Таблица 1

Основные параметры экспериментов «Малая течь» с твэлами типа ВВЭР в реакторе «МИР»

Номер эксперимента		1	2	3	4*	5*
Начальная стадия	Мощность ЭТВС, кВт	500	500	500	120	110
	Расход теплоносителя, кг/с	2,8	2,8	2,8	0,56	0,56
	Давление, МПа	12	12	5	4,9	6
Конечная стадия	Мощность ЭТВС, кВт	50	70	40	11	14
	Расход теплоносителя, кг/с	0,04	0,04	0,04	0,008	0,008
	Давление, МПа	12	12	5	4,9	6
	Максимальная достигнутая температура оболочки, °С	950	1200**	730	1250**	930
	Время осушения верхней части ЭТВС, мин	72	100	25	40	35
	Время выдержки при максимальной температуре, мин	72	3	25	2	3

* – испытывали 7-твэльную ЭТВС, центральный твэл с выгоранием ~60 МВт-сут/кг U;

** – зафиксирована разгерметизация твэлов.

ЭКСПЕРИМЕНТ «БОЛЬШАЯ ТЕЧЬ»

Авария с разрывом циркуляционного трубопровода максимального диаметра и двусторонним истечением теплоносителя наиболее сложная для моделирования в исследовательском реакторе. При анализе такой аварии принято рассматривать три стадии ее протекания [4].

На первой, самой динамичной стадии происходит значительное падение давления, снижение расхода теплоносителя практически до нулевого значения, и, как следствие, быстрый рост температуры твэлов со скоростью ~150–200°С/с. Вторая стадия характеризуется наличием границы раздела фаз теплоносителя. Охлаждение верхней части твэлов происходит паром с температурой до 650°С, скорость разогрева оболочки 1–1,2 °С/с, максимальная температура оболочки до 950°С. Во время третьей стадии – стадии повторного залива – охлаждение твэлов осуществляется относительно холодным теплоносителем, причем величина термошока может достигать 450°С.

Для реализации аналогичных условий в процессе проведения эксперимента после достижения исходных параметров и их стабилизации предусматривается резкое уменьшение давления в контуре охлаждения с одновременным снижением

расхода теплоносителя через ЭТВС за счет быстрого сброса теплоносителя в специальную емкость. Для обеспечения необходимой остаточной мощности твэлов срабатывание аварийной защиты реактора задается по сигналу таймера задержки, который запускается в момент начала переходных процессов. Продолжительность задержки определяется временем достижения требуемой температуры оболочки и сердечника твэлов.

В данном эксперименте по результатам расчетов [9] в течение первых трех секунд плотность теплоносителя снижается в 7 раз. Запаривание петлевого канала является уже не аварийной ситуацией, а следствием эксперимента. В соответствии с требованиями правил ядерной безопасности, если при работе экспериментального устройства вводится положительная реактивность, то скорость ее ввода не должна превышать $0,07 \beta_{эф}/с$ [10]. Именно это значение и должно быть выбрано в качестве критерия обеспечения безопасности. Таким образом, с учетом времени изменения плотности теплоносителя введенная положительная реактивность за время проведения эксперимента не может быть больше $0,21 \beta_{эф}$.

Наиболее тяжелые аварийные ситуации в рассматриваемом эксперименте те же, что и в предыдущем, поэтому и в данном случае должен использоваться петлевой канал со страховочным чехлом. Это означает, что по сравнению с экспериментом «Малая течь» допустимое значение эффекта реактивности должно быть уменьшено в 3 раза.

Среди возможных мер предпочтение было отдано перемещению петлевого канала из центральной части активной зоны на ее периферию, где за счет большей утечки нейтронов эффект реактивности ниже. Кроме того, три ближайших органа регулирования должны быть погружены в активную зону. Указанные меры обеспечивают необходимое уменьшение эффекта реактивности, но приводят и к снижению относительной мощности ЭТВС. Ее значение при таких условиях, как показали измерения на критической сборке, становится равным 0,5. Из данных, приведенных на рис. 2, следует, что минимальная мощность реактора, при которой будет достигнута необходимая линейная мощность твэлов, увеличивается.

Для реализации в эксперименте динамики изменения параметров, характерной для первой стадии, необходима специальная система имитации потери теплоносителя. Такая система разработана, изготовлена, прошла стендовые испытания [11]. Однако на реакторе к настоящему времени она не смонтирована. Поэтому в реакторе «МИР» пока проводят испытания с моделированием условий, характерных для второй и третьей стадий аварии [12, 13]. В качестве ЭТВС используют 19-твэльную сборку, часть твэлов в которой может быть с высоким выгоранием. Для формирования нейтронно-физических условий используют те же приемы, что и при проведении эксперимента «Малая течь».

Эксперименты проводят по температурному сценарию в соответствии с расчетным прогнозом и разработанным алгоритмом реализации переходных тепловых процессов. В контуре петлевой установки поддерживают давление 1,7 МПа. Разогрев ЭТВС производят при расходе теплоносителя 8–11 г/с за счет увеличения мощности реактора с расчетной скоростью. Повторное смачивание обеспечивают быстрым сбросом мощности и последующим увеличением расхода теплоносителя с температурой на входе в пучок твэлов около 100°C . Для примера на рис. 3 показано зарегистрированное изменение температурных параметров в процессе такого эксперимента.

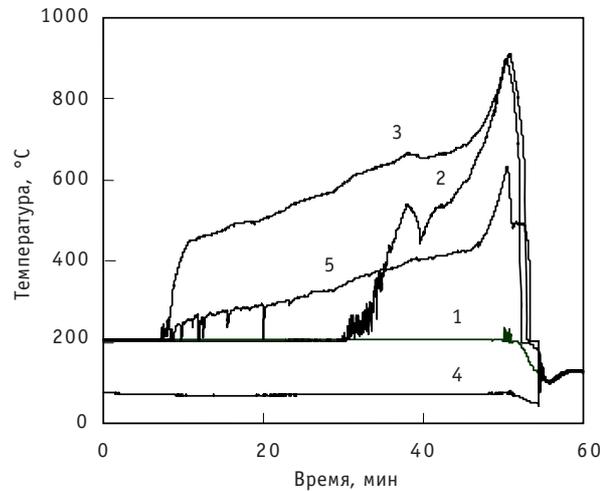


Рис. 3. Температура оболочки твэла на расстоянии от опорной решетки 562 (1), 757 (2), 887 мм (3); температура теплоносителя на входе (4) и выходе (5) из ЭТВС

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате выполненных исследований разработаны рекомендации по формированию нейтронно-физических условий, которые обеспечивают возможность безопасного проведения в реакторе «МИР» испытаний твэлов ВВЭР в режимах, характерных для аварий с потерей теплоносителя. Определена конструкция ЭТВС и петлевого канала, выбраны загрузка окружающих рабочих ТВС и положение органов регулирования, которые при заданном сценарии проведения эксперимента обеспечивают достижение требуемых параметров при минимально возможной мощности реактора, а также значение положительного эффекта реактивности и скорости ввода реактивности, удовлетворяющие требованиям нормативных документов. Проведенные в реакторе эксперименты подтвердили правильность предложенных решений.

Литература

1. Алексеев А.В., Махин В.М. Аварии с тяжелым повреждением активной зоны водоохлаждаемых реакторов. Ч.2. Методики и результаты экспериментальных исследований (обзор). – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1997.
2. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/ Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. – Димитровград: НИИАР, 1991. – 103 с.
3. Калыгин В.В., Малков А.П. Влияние методов формирования режимов облучения на значение эффекта реактивности при обезвоживании петлевых каналов реактора «МИР»/Сборник трудов НИИАР. – 1996. – Вып. 4. – С. 3-10.
4. Ижutow А.Л., Калыгин В.В., Махин В.М. и др. Испытания в реакторе «МИР» твэлов водоохлаждаемых реакторов в режимах аварий с потерей теплоносителя (методические вопросы)/Сборник докладов отраслевого совещания «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов». – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – Т.2. – С. 75-87.
5. Махин В.М., Шулимов В.Н. Опыт проведения реакторных испытаний твэлов водо-водяных энергетических реакторов в режиме аварии с потерей теплоносителя (эксперименты «Малая течь» на реакторе «МИР»)/Сборник трудов НИИАР. – 1997. – Вып. 4. – С. 35-49.
6. Ижutow А.Л., Калыгин В.В., Святкин М.Н. и др. Опыт эксплуатации комплекса исследовательских реакторов ГНЦ РФ НИИАР/Труды XII ежегодной конференции Ядерного общества России «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии». – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001. – Т.1. – С. 49-70.

7. Смирнов В.П., Смирнов В.А., Цыканов В.А. и др. Результаты экспериментальных исследований по обоснованию поведения высоковыгоревшего топлива реакторов с водой под давлением в авариях с потерей теплоносителя/Сборник докладов 6 Российской конференции по реакторному материаловедению. – Дмитровград, 2001. – Т. 1. – С. 17-50.

8. Горячев А.В., Киселева И.В., Махин В.М. и др. Интегральные реакторные эксперименты по испытанию многоэлементных фрагментов ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при параметрах аварии с потерей теплоносителя. Обобщение результатов по циклу экспериментов «Малая течь»//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – № 3. – С. 50-58.

9. Анисимов В.П., Бендерская О.С., Калыгин В.В. и др. Экспериментальные возможности петлевой установки ПВП-2 РУ «МИР». М1 для испытаний твэлов ВВЭР в режимах с потерей теплоносителя/Семинар «Математическое и физическое моделирование ядерных реакторов и петлевых установок, проблемы верификации»: Сборник тез. докл. – Дмитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996. – С. 47-49.

10. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов (НП-009-04). – М., 2005.

11. Кашкиров А.А., Махин В.М., Малышев А.М. и др. Результаты стендовых испытаний системы имитации потери теплоносителя для реакторных экспериментов «ЛОСА-ВВЭР»/Сб. тезисов докл. конференции «Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001. – С. 52-53.

12. Алексеев А.В., Киселева И.В., Шулимов В.Н. Изучение поведения твэлов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в условиях МПА («Большая течь») и проектной аварии с выбросом регулирующего органа. Возможность постановки интегральных экспериментов в исследовательском реакторе «МИР»/Сборник докладов 7 Российской конференции по реакторному материаловедению. – Дмитровград, 2004. – Т. 2. – Ч. 3. – С. 76-86.

13. Грачев А.Ф., Цыканов В.А., Калыгин В.В. и др. Основные результаты НИОКР на исследовательских реакторах ГНЦ РФ НИИАР и опыт их эксплуатации в 2001-2003гг./Сборник докладов отраслевого совещания «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов». – Дмитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – Т. 1. – С. 3-19.

Поступила в редакцию 13.02.2008

ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ «МИР» ТВЭЛОВ ВВЭР В РЕЖИМАХ СО СКАЧКООБРАЗНЫМ УВЕЛИЧЕНИЕМ МОЩНОСТИ

А.В. Бурукин, А.Ф. Грачев, В.В. Калыгин, В.А. Овчинников,
В.П. Смирнов
ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград



Рассмотрены методические особенности петлевых испытаний твэлов ВВЭР в исследовательском реакторе «МИР» в режимах со скачкообразным увеличением мощности. Выполнена большая серия экспериментов при различных условиях изменения мощности. Приведены некоторые результаты испытания твэлов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с высоким выгоранием топлива.

Совершенствование эксплуатационных характеристик ядерного топлива – одна из основных задач, решение которых напрямую влияет на успешное развитие российской атомной энергетики. Необходимо увеличивать допустимое выгорание топлива, вводить маневренный режим эксплуатации, и самое главное – обеспечить выполнение современных требований к топливу в условиях проектных аварий и в нестационарных режимах. Все это невозможно без проведения экспериментальных исследований.

В настоящей работе приведена информация об испытаниях твэлов ВВЭР в исследовательском реакторе «МИР» [1] при моделировании ситуаций, связанных со скачкообразным повышением мощности (подъем мощности после продолжительной работы реактора на пониженном уровне со скоростью, превышающей скорость релаксации напряжений в оболочке твэла, которые возникают за счет воздействия на нее топливного сердечника). Как правило, интерес представляет увеличение около 100% линейной мощности твэлов, реализуемой в энергетическом реакторе. Рассматриваемый диапазон скорости изменения мощности находится в пределах от 0,01 до 1,0 Вт/см·с, что соответствует ожидаемой скорости изменения мощности при переходных режимах в твэлах ВВЭР [2].

Исследовательский петлевой реактор «МИР» предназначен для проведения ресурсных испытаний новых конструкций тепловыделяющих сборок (ТВС), фрагментов ТВС и отдельных твэлов ядерно-энергетических установок различного назначения. Одновременно в реакторе можно испытывать несколько экспериментальных ТВС, отличающихся конструкцией, содержанием делящегося материала в твэлах, требуемым уровнем энерговыделения, видом и параметрами охлаждающего теплоносителя. Это обеспечивается за счет принятой для реактора «МИР» канальной конструкции и особой структуры активной зоны: петлевые каналы, предназначенные для размещения исследуемых ТВС, расположены во втором и третьем

© *А.В. Бурукин, А.Ф. Грачев, В.В. Калыгин, В.А. Овчинников, В.П. Смирнов, 2008*

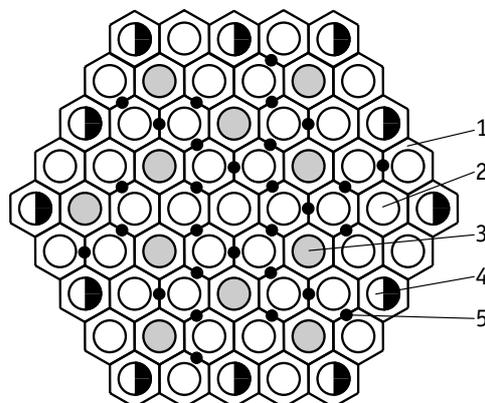


Рис. 1. Картограмма активной зоны реактора «МИР»: 1 – бериллиевый блок; 2 – канал с рабочей ТВС; 3 – петлевой канал; 4 – компенсатор реактивности с топливной догрузкой; 5 – стержень аварийной защиты и компенсации реактивности

ряду бериллиевой кладки таким образом, что каждый из них окружен шестью каналами с рабочими ТВС (рис.1). На стыке граней бериллиевых блоков размещены органы регулирования системы управления и защиты. Вокруг каждого петлевого канала расположено от трех до пяти регуляторов, что позволяет использовать их для реализации заданных режимов испытаний.

При моделировании в исследовательском реакторе условий, характерных для скачкообразного увеличения мощности штатной ТВС энергетического реактора, необходимо за фиксированное время увеличить мощность исследуемых твэлов, размещенных в петлевом канале, от исходного значения до заданного. Это может быть выполнено различными способами. Часто для реализации таких режимов применяют методы, основанные на использовании экспериментальных устройств с поглощающими экранами. В качестве поглощающих материалов для экранов используют различные поглотители, например, газообразные [3].

Физические и конструктивные особенности реактора «МИР» позволяют проводить подобные эксперименты без применения дополнительного поглотителя в облучательном устройстве путем перекомпенсации штатных органов регулирования [4]. Порядок проведения эксперимента предусматривает следующую последовательность действий. Облучательное устройство с исследуемыми твэлами устанавливается в канал петлевой установки, в которой поддерживают параметры теплоносителя, соответствующие ВВЭР. Реактор выводят на уровень мощности, обеспечивающий достижение в петлевом канале требуемых исходных условий эксперимента. При этом ближайшие к петлевому каналу органы регулирования введены в активную зону. После стабилизации всех параметров и достижения равновесных состояний производят увеличение мощности исследуемых твэлов. Для этого ближайшие к петлевому каналу органы регулирования извлекают с максимальной допустимой скоростью. Одновременно для компенсации вводимой положительной реактивности в активную зону погружают регуляторы, расположенные в других участках активной зоны. Использование данного метода имеет ряд особенностей. Во-первых, ограниченное время проведения эксперимента требует, чтобы в процессе перекомпенсации участвовало как можно меньше органов регулирования. В этом случае, за счет сокращения времени на выбор и подключения к работе необходимых органов регулирования, скорость увеличения мощности исследуемой ТВС будет максимальной. Кроме того, при уменьшении плотности теплоносителя в петлевом канале (например, в случае разгерметизации и снижения в нем давления) вводится положительная реактивность. Значение эффекта

реактивности зависит от выгорания топлива в рабочих ТВС, окружающих петлевой канал, и от глубины погружения ближайших к нему органов регулирования [5]. Поскольку увеличение мощности исследуемых твэлов обеспечивается извлечением органов регулирования, приемлемое значение эффекта реактивности, при котором с ним справляется система управления и защиты, обеспечивается соответствующим выбором выгорания топлива в рабочих ТВС.

Экспериментальная информация о поведении твэлов при скачкообразном повышении мощности необходима во всем диапазоне выгораний топлива. Особый интерес представляют исследования при высоких выгораниях. Поэтому для реактора «МИР» были разработаны конструкции облучательных устройств, которые позволяют проводить испытания как экспериментальных, так и полномасштабных твэлов с необходимым выгоранием топлива, которые извлечены из штатных ТВС энергетических реакторов. Необходимость получения информации непосредственно в процессе эксперимента потребовала разработки технологии изготовления рефабрикованных твэлов [6]. В защитной камере из облученного полномасштабного твэла дистанционно вырезают требуемый по размерам фрагмент, создают внутри него нужное давление, оснащают новыми концевыми деталями и вновь герметизируют. В качестве концевых деталей могут быть установлены различные датчики, например, для измерения температуры топлива, давления газов внутри твэла или удлинения оболочки. На рис. 2 приведены примеры указанных конструкций.

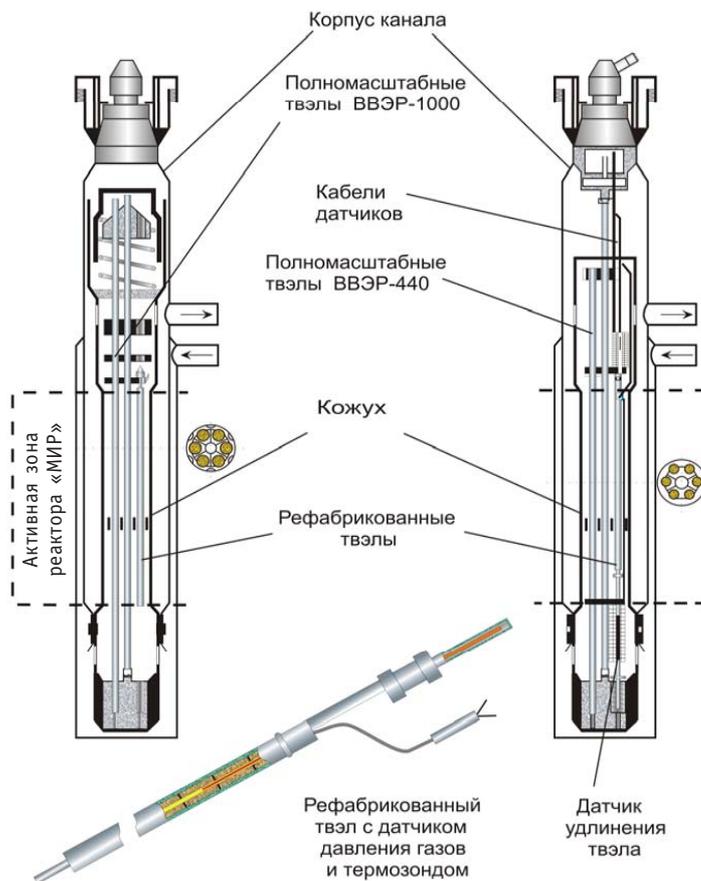


Рис. 2. Разборные облучательные устройства для испытаний полномасштабных и рефабрикованных твэлов ВВЭР

Поскольку работоспособность твэлов при быстром увеличении мощности в основном определяется физико-химическим и термомеханическим взаимодействием топлива с оболочкой [7], то жесткие требования по соответствию конструкции экспериментальной и штатной ТВС не предъявляются – это может быть и единственный твэл. Если одновременно испытывают несколько твэлов, то в экспериментальной ТВС желательно обеспечить максимально ровное поле энерговыделения. В этом случае большее количество твэлов будет работать в одинаковых условиях, что повышает статистическую значимость полученных результатов. Данному требованию, с учетом ограничений по габаритным размерам петлевого канала, в наибольшей степени удовлетворяет конструкция, в которой 6–12 твэлов равномерно размещены на одинаковом расстоянии от оси ТВС.

С учетом описанной методологии в реакторе «МИР» испытано более 80 твэлов ВВЭР (как полномасштабных, так и рефабрикованных) с выгоранием в диапазоне 15–70 МВт·сут/кгU. При проведении испытаний варьировали выгорание топлива в твэлах, начальную линейную мощность, амплитуду и скорость увеличения мощности, время выдержки при максимальной мощности. Начальные линейные мощности, как правило, были равны линейной мощности твэлов на последнем этапе их эксплуатации в энергетическом реакторе. Максимальные линейные мощности подбирали таким образом, чтобы превысить допустимый уровень, определяемый техническими условиями эксплуатации.

Кроме того, проведены испытания более 40 опытных твэлов типа ВВЭР различных модификаций, предварительное облучение которых до требуемого выгорания осуществлялось непосредственно в реакторе «МИР». Основные параметры экспериментов представлены на рис. 3, в табл. 1 и 2 [8].

Как видно из приведенных данных, параметры испытаний менялись в широких пределах. Несмотря на это, за все время экспериментов ни один рефабрикованный или полномасштабный твэл не вышел из строя в процессе испытаний.

Оснащение части рефабрикованных твэлов внутриреакторными детекторами позволило следить за изменением параметров непосредственно в процессе эксперимента. Например, важным фактором при работе в переходных режимах является выход газообразных продуктов деления (ГПД) из топлива, вызывающий повышение давления в твэле. Увеличение давления может происходить как в резуль-

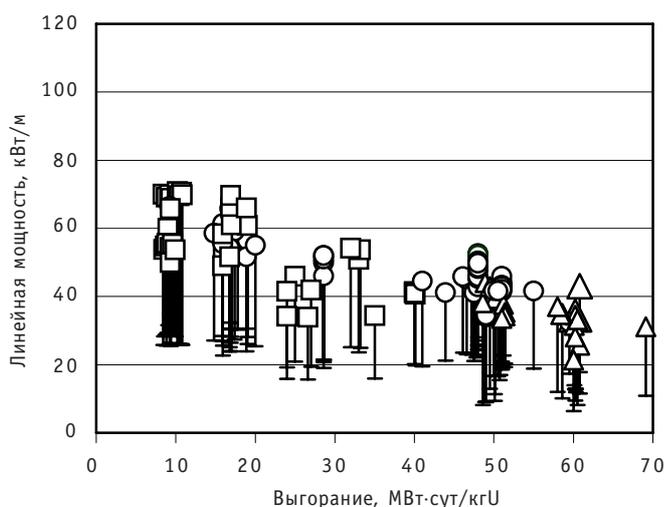


Рис. 3. Амплитуда изменения линейной мощности твэлов ВВЭР в зависимости от выгорания топлива: ○ – твэлы ВВЭР-1000; △ – твэлы ВВЭР-440; □ – опытные твэлы

Таблица 1

Параметры экспериментов с однократным увеличением мощности твэлов ВВЭР в реакторе «МИР»

Номер эксперимента	Кол-во твэлов, шт.	Длина активной части твэлов, м	Выгорание, МВт сут/кгU	Исходная линейная мощность, кВт/м	Приращение линейной мощности, кВт/м	Скорость подъема линейной мощности, кВт/м/мин
1	10	0.14	8.5 – 10	28 – 35	23.7 – 31.5	3.0 – 3.9
2	9	0.14	8 – 11	25.5 – 26	43.3 – 44.6	3.3 – 3.4
3	10	0.960	48	23 – 28	19.9 – 24.4	8.4 – 9.8
4	12	0.135	15 – 20	24 – 30	27.8 – 35.4	3.5 – 4.4
5	11	0.135	16 – 33	23 – 31	26.3 – 37.4	2.7 – 3.7
	6	0.195	24 – 35	16 – 21	18.2 – 25.0	1.8 – 3.7
6	12	0.95	51	19 – 21	22.6 – 25	0.2
7	4	0.95	29	19 – 21.5	27.0 – 30.5	2.3 – 2.5
	1	2.42	61	18	25.2	2.1
	1	3.53	29	21	29.3	2.4
8	3	0.95	51 – 61	12.5 – 17	15.4 – 20.5	0.6 – 0.8
	2	2.42	51 – 61	11.5 – 16	14.2 – 18.8	0.6 – 0.8
	1	3.53	50.1	11.3	18.7	0.8

Таблица 2

Параметры экспериментов со ступенчатым увеличением мощности твэлов ВВЭР в реакторе «МИР»

Номер эксперимента	Кол-во твэлов, шт.	Длина активной части твэлов, м	Выгорание, МВт сут/кгU	Исходная линейная мощность, кВт/м	Приращение линейной мощности, кВт/м	Скорость подъема линейной мощности, кВт/м/мин
1	6	3.53	44 – 48	21 – 23.5	8.4 – 9.4 + 12.7 – 14.1	0.24 – 0.26
2	2	0.94	59.5 – 69	18 – 19	1.5 – 1.7 + 18.2 – 20.6	0.41 – 0.54
	3	2.42	60	19.5 – 20		
	1	3.53	55	24.3		
3	4	0.93	40	20.5	12.3 + 8.2	8.2
4	3	0.73	49 – 60.5	9 – 10	10.5 – 15 +	0.1 – 0.34
	3	0.95	49 – 60	9 – 12	4.5 – 6 + 9 – 11	
5	3	0.4	49.5 – 58	10 – 12.4	6.6 – 8.1 +	0.12 – 0.86
	3	2.42	48.5 – 59	10 – 11.4	4.1 – 5.2 + 5.8 – 7 + 6.9 – 8.6	
6	6	0.4	56 – 61	12 – 17.1	6.2 – 8.9 + 6.3 – 9	0.1

тате роста температуры газа при подъеме мощности, так и за счет дополнительного выхода ГПД из топлива, особенно при высоких выгораниях. При низких значениях линейной мощности преобладает первый процесс, но при превышении порогового уровня существенный вклад в прирост давления вносят ГПД, вышедшие из топлива в компенсационный объем. Анализ временных зависимостей показаний датчиков давления в рефабрикованных твэлах в процессе эксперимента позволил установить диапазоны значений пороговой линейной мощности, при которой интенсифицируется газовыделение из топлива: для твэлов ВВЭР-440 с вы-

горанием ~50 и ~60 МВт-сут/кгU они составляют 28,0–31,0 и 22,0–25,0 кВт/м соответственно.

По показаниям термозондов было установлено соответствие между линейной мощностью и температурой топливного сердечника для различных выгораний топлива. Из приведенных на рис. 4 данных видно, что при фиксированной линейной мощности с увеличением выгорания температура топливного сердечника возрастает. В твэлах ВВЭР-440 при одинаковой линейной мощности и равном выгорании температура выше, чем в твэлах ВВЭР-1000.

Проведенные послереакторные материаловедческие исследования [9] показали, что для твэлов с выгоранием 50–60 МВт-сут/кгU состояние оболочек (окисление наружной и внутренней поверхностей, гидрирование и механические свойства) практически не изменилось. Содержание водорода во всех случаях не превышало 48 ppm.

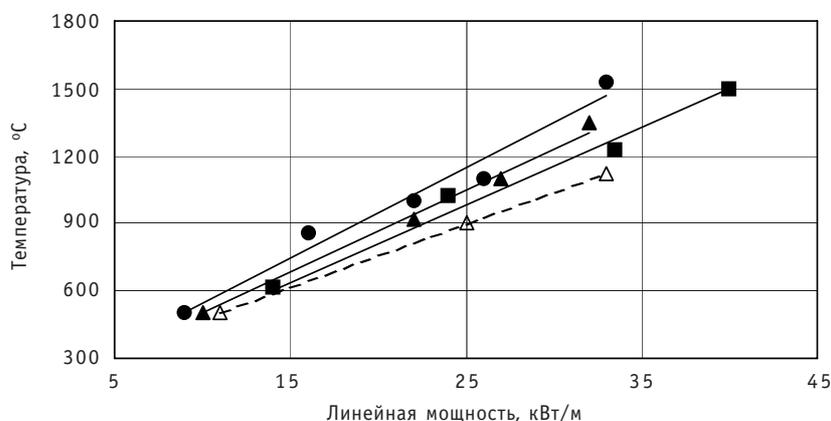


Рис. 4. Изменение температуры топливного сердечника в зависимости от линейной мощности: твэлов ВВЭР-440 при выгорании 50 (■); 56 (▲); 60 (●) МВт-сут/кгU; твэлов ВВЭР-1000 при выгорании 56 МВт-сут/кгU (△)

Испытания привели к незначительному увеличению наружного диаметра оболочки в центральной части твэлов, где линейные мощности были максимальными.

В результате испытаний произошло некоторое изменение геометрических параметров топливных таблеток и существенное изменение структуры диоксида урана, которое сопровождалось повышенным выходом ГПД из топлива под оболочку и миграцией нуклидов цезия в центральной части твэла в зоне максимального энерговыделения (рис. 5). Пики активности нуклидов цезия расположены на расстоянии 11 мм друг от друга, что соответствует высоте топливной таблетки. Перераспределение ^{137}Cs свидетельствует о повышении подвижности ГПД и их интенсивном выходе из топлива в свободный объем.

Наиболее значительные изменения структуры топливных таблеток произошли на участках твэлов с максимальной линейной мощностью: в частности, появились коаксиальные трещины, центральный канал практически исчез (рис. 6), сформировались зона газового распухания и зона рекристаллизованных зерен, которые для разных уровней линейной мощности проявляются в различной степени.

Выход ГПД в твэлах с выгоранием топлива 50–60 МВт-сут/кгU, полученный методом прокола оболочки, после испытаний достигал 40–50% (рис. 7).

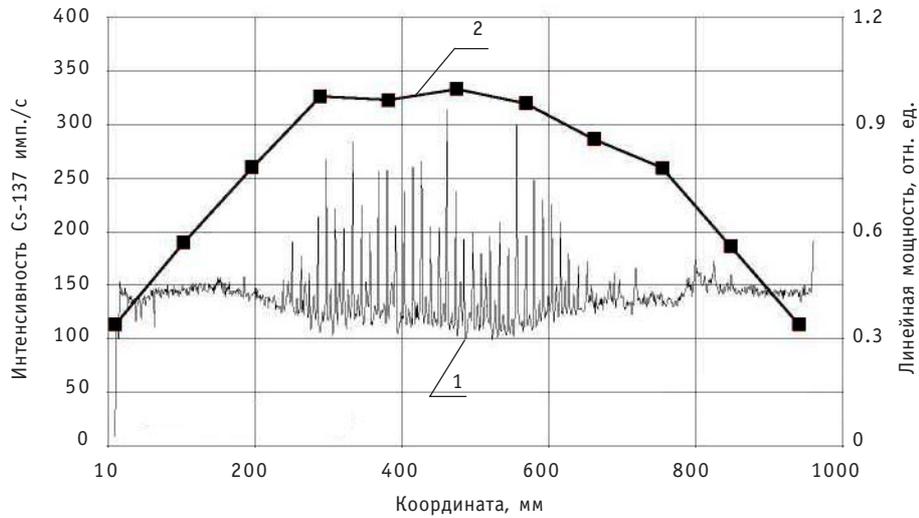
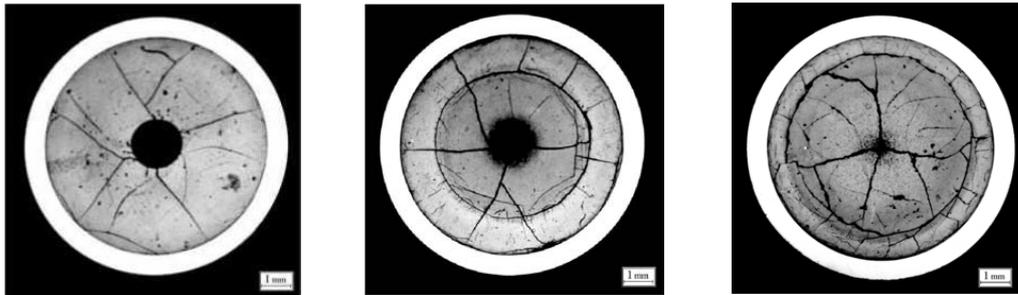


Рис. 5. Распределение Cs-137 (1) и линейной мощности (2) по высоте твэла после испытания



а) до испытания

б) максимальная линейная мощность 38,0 кВт/м

в) максимальная линейная мощность 44,0 кВт/м

Рис.6. Макроструктура поперечных сечений твэлов ВВЭР с выгоранием 50 МВт·сут/кгU до (а) и после (б, в) испытания

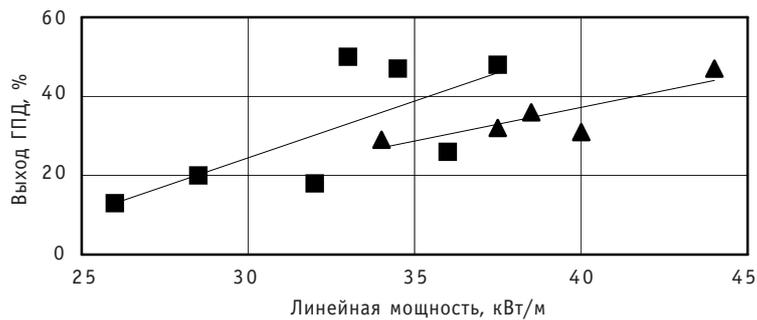


Рис. 7. Изменение выхода ГПД в зависимости от линейной мощности при выгорании топлива 50 (▲) и 60 (■) МВт·сут/кгU

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для исследовательского реактора «МИР» разработана и реализована методология проведения испытаний твэлов ВВЭР в режимах скачкообразного увеличения мощности, которая обеспечивает возможность проведения экспериментов с изменением параметров в широких диапазонах. Оснащение твэлов внутриреактор-

ными датчиками позволило определить параметры, при которых происходит интенсификация газовыделения из топлива, а также получить зависимость температуры топлива от линейной мощности. Проведенные многочисленные испытания твэлов ВВЭР с высоким выгоранием показали, что несмотря на значительные структурные изменения в топливном сердечнике, твэлы после испытаний сохранили герметичность, оболочки твэлов находятся в удовлетворительном состоянии и надежно выполняют свои функции.

Литература

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/*Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова.* – Димитровград: НИИАР, 1991. – 103 с.
2. Бемерт Ю., Юттнер К., Райнфрид Д. Эксперименты по моделированию скачкообразных изменений мощности для выявления повреждаемости твэлов ВВЭР// *Атомная энергия.* – 1989. – Т. 67. – Вып. 1. – С. 49-51.
3. Андреев В.И., Егоренков П.М., Колядин В.И. и др. Применение газообразного поглотителя для испытаний твэлов в нестационарных режимах// *Атомная энергия.* – 1981. – Т. 51. – Вып. 5. – С. 302-304.
4. Грачев А.Ф., Калыгин В.В., Малков А.П. и др. Изучение возможности проведения в реакторе «МИР» экспериментов со скачкообразным увеличением мощности твэлов// *Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерная техника и технология.* – 1993. – Вып. 1. – С. 41-49.
5. Калыгин В.В., Малков А.П. Влияние методов формирования режимов облучения на значение эффекта реактивности при обезвоживании петлевых каналов реактора «МИР»/Сборник трудов. – Димитровград: ФГУП «ГНЦРФ НИИАР», 1996. – Вып. 4. – С. 3-10.
6. Бровка В.В., Агафонов В.И., Мирошниченко Г.В., Зинковский В.И. Сварка под давлением облученных оболочек тепловыделяющих элементов// *Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Сварка в ядерной технологии.* – 1989. – Вып. 4. – С. 6-10.
7. Бибилашвили Ю.К., Грачев А.Ф., Калыгин В.В. и др. Экспериментальные исследования влияния скачков мощности на состояние твэлов типа ВВЭР при различных выгораниях/Сборник докладов IV Междотраслевой конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград, 1996. – С. 125-140.
8. Burukin A., Ilenko S., Ovchinnikov V., Shulimov V. Main Programs and Techniques for Examination of Behaviour of WWER Hight-Burnups Fuel in the MIR Reactor/ *Proceedings of 6-th International Conference WWER Fuel. Performance, Modelling and Experimental Support (19-23 September 2005, Albena, Bulgaria).* – P. 497-505.
9. Смирнов А.В., Смирнов В.П., Цыканов В.А. и др. Характеристики топлива ВВЭР после эксплуатации в стационарных и переходных режимах. Прогнозирование сверхвысоких выгораний/Сборник докладов 6 Российской конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград, 2001. – Т.1. – С. 3-16.

Поступила в редакцию 13.02.2008

КОМПЛЕКС ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИХ СРЕДСТВ ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК В ПЕРИОД ПУСКА И ОСВОЕНИЯ МОЩНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКА № 3 КАЛИНИНСКОЙ АЭС

В.А. Литицкий, Б.В. Кутин, В.С. Паршутин

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



Приведено описание комплекса аппаратуры и программных средств для измерения нейтронно-физических характеристик в период пуска, освоения мощности и эксплуатации третьего блока Калининской АЭС.

К пуску блока № 3 Калининской АЭС был разработан, изготовлен и установлен на данном энергоблоке специальный комплекс измерительной аппаратуры с соответствующим программным обеспечением, требуемый, в первую очередь, для экспериментального определения нейтронно-физических характеристик (НФХ) активной зоны реактора на различных уровнях мощности: от минимально контролируемого до номинального. Назывался этот комплекс системой экспериментального контроля (СЭК).

Необходимость разработки указанного комплекса была обусловлена следующими основными факторами:

- первая топливная загрузка блока № 3 Калининской АЭС, состоявшая полностью из альтернативных тепловыделяющих сборок (ТВСА) разработки ОКБМ (г. Нижний Новгород), являлась головной в отрасли, в связи с чем при пуске и освоении мощности данного блока был запланирован большой объем физических экспериментов с целью всестороннего исследования НФХ как для подтверждения безопасности эксплуатации, так и для получения всеобъемлющей информации для уточнения константного обеспечения расчетных кодов имитации топливных циклов ВВЭР-1000 с аналогичными сортами топлива;

- штатные системы измерений и регистрации параметров не обеспечивали требуемую точность измерения нейтронного потока и реактивности, и периодичность регистрации параметров, которая была не менее 1 с.

Кроме того, представление на рабочих станциях блочного пункта управления (БПУ) информации от штатных систем производилось с запаздыванием до 3 с, что затрудняло осуществление контроля за состоянием активной зоны и реакторной установки (РУ) в целом при проведении ряда физэкспериментов.

© *В.А. Литицкий, Б.В. Кутин, В.С. Паршутин, 2008*

Так, например, при определении дифференциальной эффективности групп органов (ОР) системы управления и защиты реактора (СУЗ) необходимо было регистрировать их положение, реактивность и ряд других параметров реактора с периодичностью 0,1 с. Обусловлено это тем, что движение ОР СУЗ происходило по шагам, длительность которых составляла примерно 1 с. При этом перемещение ΔH ОР СУЗ осуществлялось в течение 0,1–0,2 с, а затем в течение 0,8–0,9 с его положение не менялось. При определении дифференциальной эффективности ОР СУЗ необходимо регистрировать изменение реактивности на каждом шаге. На рис. 1 показана типичная зависимость изменения во времени положения группы ОР СУЗ и реактивности, полученная с использованием СЭК. В данном случае группа ОР СУЗ погружалась на 5 шагов и величина перемещения составила 10 см. За каждое Δt_i (время перемещения группы ОР на i -м шаге), равное 1 с, производилось одно перемещение ОР СУЗ на 2 см. Следовательно, абсолютная погрешность при измерении величин ΔH_i штатными системами регистрации (период съема информации 1 с и больше) была не менее 2 см. При такой величине абсолютной погрешности точное определение дифференциальной эффективности групп ОР СУЗ невозможно. Использование СЭК с периодом опроса 0,1 с позволило точно (без погрешности измерений) определять значения ΔH_i .

В целом в процессе физического пуска и на этапе освоения мощности первого энергоблока № 3 Калининской АЭС были определены следующие НФХ:

- интегральные и дифференциальные эффективности групп ОР СУЗ;
- эффективность отдельных ОР СУЗ, погруженных практически в свободную от поглотителей активную зону;
- эффективность отдельных ОР СУЗ при различных погруженных в активную зону группах ОР СУЗ;
- температурный, барометрический и мощностной коэффициенты реактивности;
- эффективность аварийной защиты (АЗ) и эффективность наиболее эффективного органа регулирования СУЗ.

Следует отметить также, что регистрация системой экспериментального конт-

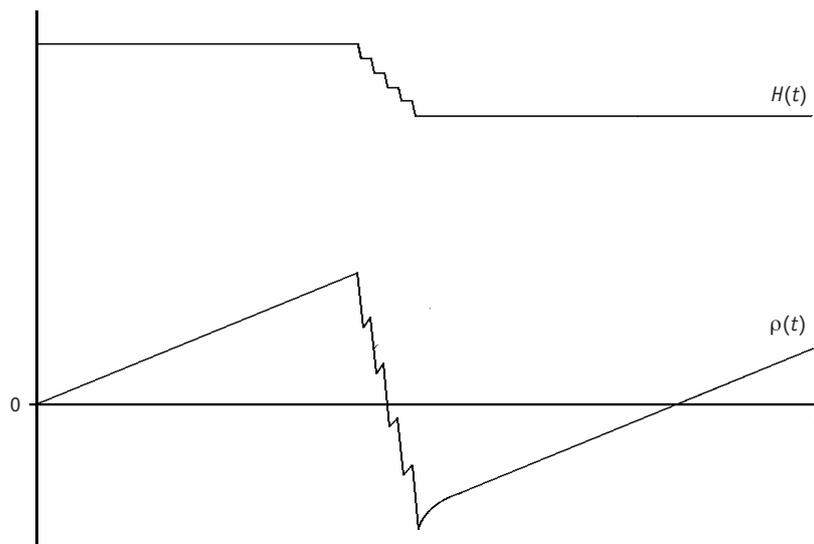


Рис. 1. Изменение во времени положения группы ОР СУЗ и реактивности на i -ом шаге (случай погружения группы ОР СУЗ)

роля помимо нейтронного потока и реактивности большого количества технологических параметров с частотой до 10 Гц при освоении мощности блока позволила более качественно интерпретировать быстрые переходные динамические процессы на энергоблоке, имевшие место при проведении различных динамических испытаний, что не могло быть обеспечено штатными системами из-за наличия апертур и достаточно большого периода регистрации аналоговых параметров.

Комплект аппаратуры СЭК (рис.2) состоял из четырех модулей регистрации параметров (МРП-32), трех цифровых вычислителей реактивности (ЦВР-10) с самописцами А-650, источников питания ионизационных камер и автоматизированного рабочего места руководителя пуска блока (АРМ).

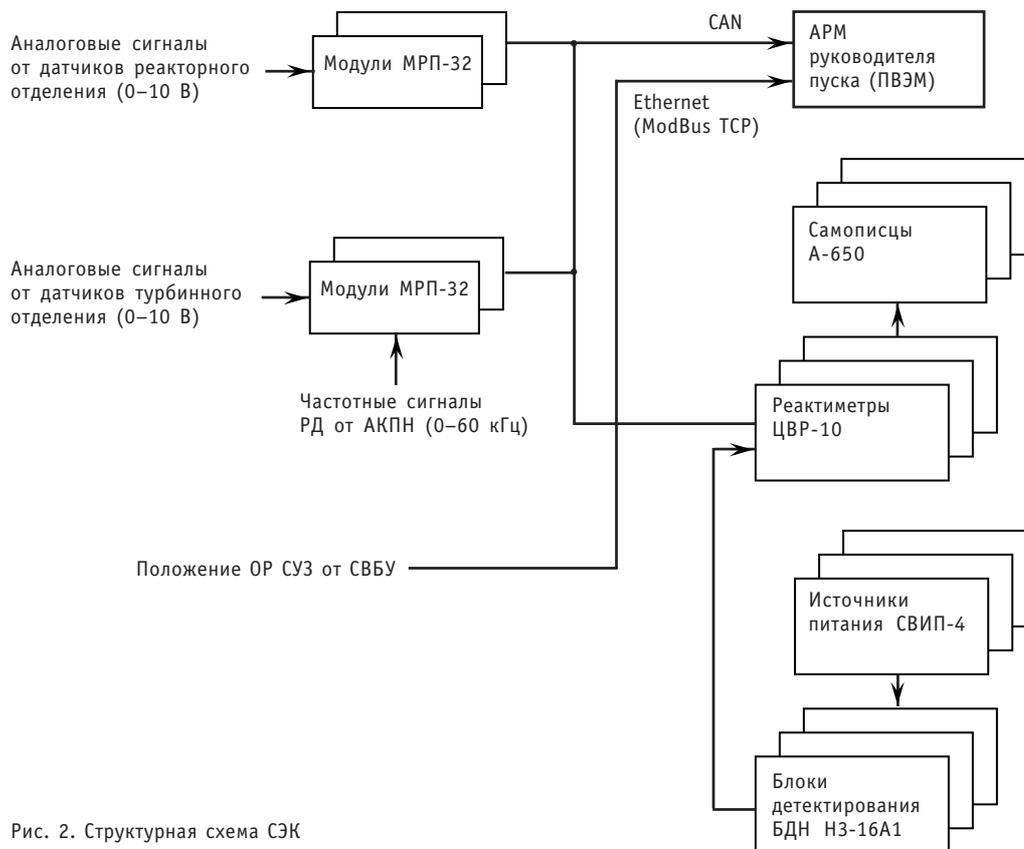


Рис. 2. Структурная схема СЭК

Модуль МРП-32 построен на элементах микроэлектроники, управляемых микропроцессором, и обеспечивает измерение входных электрических сигналов по 32 аналоговым входам (каналам) с гальванической развязкой от контролируемых цепей, а также измерение входных электрических сигналов по 6 частотным входам (каналам) с гальванической развязкой входных цепей. Модуль рассчитан на измерение аналоговых сигналов в диапазонах 0–10 В или 0–100 мВ и частотных сигналов в диапазоне 0–100 кГц. Предел основной относительной погрешности измерения максимального значения входного сигнала по аналоговым и частотным входам при нормальных условиях окружающей среды не превышает 0,5%. Результаты измерений передавались по CAN-сети в АРМ. Минимальный период снятия данных с каждого из каналов составляет 0.1 с. В это время входит и время отправки данных по сети.

Количество аналоговых входных сигналов датчиков в эксперименте было равно 89, что позволило регистрировать все необходимые для определения нейтронно-физических характеристик реакторной установки параметры, такие как концентрация борной кислоты в реакторе и на линии подпитки первого контура, температура теплоносителя в «холодных» и в «горячих» нитках петель первого контура, перепады давления на ГЦН и на реакторе, электрическая мощность, потребляемая каждым ГЦН, давление над активной зоной, уровень теплоносителя в КД, давление пара в парогенераторах и ГПК, расходы, температура и давление питательной воды, подаваемой в парогенераторы, уровни котловой воды в парогенераторах и др. По 6 частотным каналам регистрировались значения нейтронного потока рабочего диапазона (РД) АКНП. В целом же комплекс аппаратуры, состоящий из 4 модулей МРП-32, был рассчитан на измерение 128 аналоговых и 24 частотных сигналов.

В состав СЭК для измерения текущего значения реактивности входили три реактиметра ЦВР-10 (рис. 3). В качестве датчиков нейтронного потока реактиметров использовались блоки детектирования БДН НЗ-16А1 с ионизационными камерами КНК-4. Их питание обеспечивалось высоковольтными источниками питания СВИП-4, разработки ГНЦ РФ-ФЭИ.

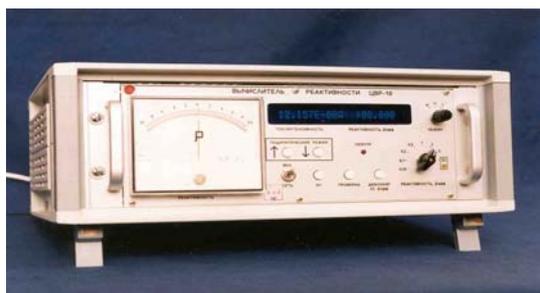


Рис. 3. Реактиметр ЦВР-10

Реактиметр обеспечивает измерение реактивности в диапазоне изменения тока ионизационной камеры – от $1,0 \times 10^{-10}$ до $1,5 \times 10^{-3}$ А, с приборной погрешностью не превышающей $\pm 5\%$.

В реактиметрах ЦВР-10 предусмотрена возможность передачи данных о токе и реактивности через последовательный интерфейс RS-232. Чтобы обеспечить передачу информации от каждого из реактиметров в CAN-сеть, были изготовлены дополнительные устройства-конверторы для преобразования данных из последовательного стандарта RS-232 в сетевой стандарт CAN.

Цифровые вычислители реактивности ЦВР-10 и модули МРП-32 имеют сертификаты об утверждении типа средств измерений, выданные Госстандартом России.

Автоматизированное рабочее место руководителя пуска предназначалось для приема, сохранения и обработки информации, поступающей по локальной сети CAN от модулей регистрации параметров МРП-32 и реактиметров ЦВР-10. АРМ представляло собой персональный компьютер (P4 2.4 ГГц/ОЗУ 512 МБ/ RAID-массив из двух HDD по 40 ГБ) с оптической Ethernet-картой и CAN-контроллером. Информация о положении органов СУЗ поступала по сети Ethernet непосредственно на АРМ по протоколу MODBUS TCP от штатной аппаратуры Калининской АЭС. Сервисное программное обеспечение, разработанное специально для СЭК и установленное на АРМ, выполняло следующие функции:

- выбор и назначение (наименование параметра, диапазон изменения его значений и т.д.) каналов, по которым производится измерение требуемых в данном эксперименте параметров;
- ввод и автоматический учет градуировочной характеристики данного канала;
- назначение периода снятия данных с приборов (МРП-32, ЦВР-10) для записи их в память ПК на АРМ;
- назначение периода вывода данных на экран монитора;
- выбор каналов для графического представления значений их сигналов в процессе измерений на экране монитора;
- создание файлов с результатами измерений по всем выбранным каналам с комментарием;
- просмотр на мониторе ПК результатов измерений в графическом представлении с возможностями выбора участка графика для его просмотра, масштабирования и т.д.
- хранение данных эксперимента и их передачу сетевыми средствами;
- вывод графиков в любом масштабе на устройство печати.

Программа имеет два режима работы: режим индикации и режим записи. В режиме индикации программа может работать сколь угодно долго, т.к. запись на диск не производится. В режиме записи данные сохраняются на жестком диске компьютера. При периоде записи 0.1 с время проведения эксперимента равно 30 мин, при периоде 0.2 с время эксперимента составляет 60 мин и т.д. Типичная «картинка», получаемая на экране монитора при проведении эксперимента, показана на рис. 4.

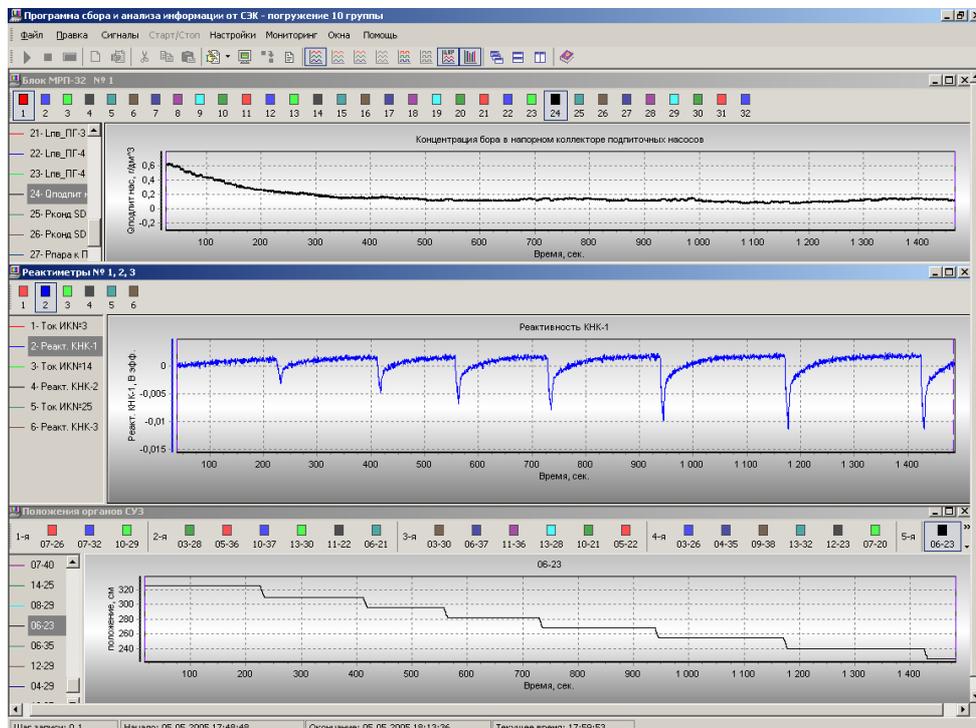


Рис. 4. Иллюстрация графического отображения данных эксперимента на экране монитора (снижение концентрации бора в 1 контуре и погружение 10 группы ОР СУЗ для компенсации положительной реактивности на энергетическом уровне мощности)

Учитывая важность получаемой информации, связанную в том числе и со сложностью проводимых экспериментов и невозможностью их повторного воспроизведения, большое внимание уделялось сохранности получаемой информации. В связи с этим получаемая информация параллельно записывалась на два жестких диска АРМ, а также выводилась на самопишущие приборы в режиме on-line.

Использование программно-аппаратного комплекса СЭК во время пуска и освоения мощности 3 энергоблока Калининской АЭС позволило:

- осуществить более оперативный контроль состояния реакторной установки в сравнении со штатными системами АЭС и повысить безопасность эксплуатации энергоблока при проведении экспериментов и испытаний;
- сократить продолжительность проведения экспериментов и длительность обработки данных;
- повысить точность определения нейтронно-физических характеристик;
- осуществить регистрацию достаточно большого количества технологических параметров с частотой 10 Гц;
- более качественно анализировать быстрые динамические процессы на энергоблоке в ходе динамических испытаний;
- создать банк данных на магнитных и съемных носителях по всем экспериментам, проводившимся на всех этапах пусконаладочных работ.

Авторы выражают искреннюю благодарность В.А. Терешонку, Б.В. Доровских, В.П. Галий и Ю.В. Кузину, активная поддержка и участие которых во многом определили успех этой работы.

Поступила в редакцию 3.12.2007

СИСТЕМА ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫХ БЕНЧМАРКОВ ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ ВВЭР

И.Р. Суслов

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



Представлено аннотационное описание системы вычислительных бенчмарков для нейтронно-физических расчетов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с урановым и МОХ-топливом. Ее особенностью является полная внутренняя согласованность исходных данных и расчетных моделей для всех бенчмарков. Она покрывает широкую область расчетных задач обоснования проектных характеристик ВВЭР: стационарные расчеты (ячеечные, покассетные, потвэльные), динамические расчеты (с обратными связями и без них, в нормальных и в аварийных ситуациях), расчеты выгорания и оптимизации загрузки. Система предназначена для верификации, развития программ и алгоритмов нейтронно-физических расчетов, оценок покомпонентных ошибок инженерных программ, для использования в обучении.

ВВЕДЕНИЕ

Бенчмарки широко используются специалистами по численным методам как при работе с уже созданными программами, так и при создании новых алгоритмов и программ. Для уже готовых программ они применяются для решения следующих задач:

- верификация корректности работы программ;
- верификация корректности исходных данных, в частности, констант взаимодействия, используемых в программах;
- подтверждение, что пользователь правильно работает с программой;
- объективное сравнение различных расчетных алгоритмов.

Широко известным примером является часть документации по программе MCNP [1], включающая как вычислительные, так и экспериментальные бенчмарки для расчета переноса фотонов. В этом случае вычислительные бенчмарки являются частью общей системы бенчмарков, ориентированной, в первую очередь, на первый и третий пункты: программу и пользователя, в то время как экспериментальные бенчмарки прежде всего нужны для проверки констант и определения (подтверждения) уровня надежности совокупности вычислительных моделей и данных, которые программы могут использовать.

Второе направление использования вычислительных бенчмарков – развитие алгоритмов и программ. Они позволяют определить места, требующие улучшений

и уточнений. Развитие новых компьютерных программ для анализа ядерных реакторов требует сравнения их результатов с оцененными reference-результатами, полученными для хорошо, однозначно определенных задач. Это сравнение позволяет объективно оценить методическую, в том числе и покомпонентную погрешность проектных программ.

Говоря о роли бенчмарков стоит подчеркнуть и образовательный аспект. Их использование в обучении позволит глубже изучить важные понятия современных вычислительных методов: погрешность аппроксимации, сходимость к асимптотическому решению и другие, освоить их на практике.

Реакторы ВВЭР являются основой атомной энергетики России. Повышение требований к точности расчетов и увеличение производительности ЭВМ приводит к постепенной замене программ, основанных на упрощенных, инженерных методах, на программы, использующие математически последовательные алгоритмы. Важность вычислительных бенчмарков (наряду с экспериментальными) для реакторов ВВЭР хорошо осознается специалистами, большие усилия направлены на их создание и получение прецизионных (reference) решений, что отражено в большом количестве публикаций, представленных, прежде всего, в трудах Симпозиумов AER[2] и на ежегодных семинарах «Нейтроника» [3]. Частью представляемой системы [4] является обзор всех известных на 1996 год бенчмарков для ВВЭР, включающий 149 ссылок.

Работы по созданию системы, представленной в настоящей статье, были инициированы в 1995 году А.М. Оугуагом (А.М. Ougouag, INEEL). Автором настоящей статьи была сформулирована цель проекта как создание всестороннего взаимосвязанного набора вычислительных бенчмарков для реакторов ВВЭР. Рассмотрены задачи в основном для двух существующих типов реакторов: ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Охватываемый системой круг проблем очень широк. Он включает 36 различных задач для каждого из двух типов реакторов ВВЭР. Для каждого бенчмарка получено два независимых решения. Хотя система создавалась в первую очередь для нейтроники, часть задач включает теплогидравлические обратные связи, хотя и весьма упрощенные. Новая система является дополнением уже существующих нейтронно-физических бенчмарков для ВВЭР, в частности, бенчмарков AER.

Бенчмарки представляемой системы являются реалистичной моделью для ожидаемого поведения расчетных программ (зависимость от шага сетки, параметров итерационных процессов и других вычислительных параметров) для рассматриваемых реакторов, хотя и используют несколько огрубленные по сравнению с реальными модели и данные. Получаемые с их помощью численные результаты соответствуют физическим и вычислительным тенденциям, известным для реакторов ВВЭР. Они являются представительными для оценки методической точности расчетных программ в том смысле, что не завышают и не занижают методическую погрешность, в отличие от ряда других математических тестов, моделирующих заведомо более жесткие расчетные условия, чем требуется в реальных расчетах и поэтому дающих преувеличенное представление о погрешностях инженерных программ.

Содержание системы было совместно определено А.М. Оугуагом из INEEL и основными исполнителями проекта с российской стороны под руководством И.Р. Сулова. Бенчмарки созданы различными членами российской команды. Все они и полученные для них решения прошли экспертизу в INEEL.

Система бенчмарков является результатом коллективных усилий десяти специалистов из пяти российских организаций, вовлеченных в исследования, развитие и проектирование существующих и будущих реакторов ВВЭР. И.Р. Сулов, О.Г. Ком-

лев, В.А. Пивоваров, Е.В. Долгов, Д.М. Бабанак (ФЭИ), Е.А. Гомин, П.А. Болобов (КИ), О.Ю. Кавун (Атомэнергопроект), А.И. Попыкин (НТЦ ГАН), А.В. Марков (ВНИИАЭС) участвовали в различных этапах проекта. В работе приняли участие специалисты как по численным методам, так и по проектным расчетам. Это позволило создать бенчмарки, которые объединяют строгие математические формулировки с реалистичными физическими и вычислительными характеристиками. Результаты работы доступны в виде совместного отчета INEEL и ФЭИ на CD[4] были широко представлены на семинарах «Нейтроника»[3], на Симпозиумах AER[2], на международной конференции M&C-99 [5].

ЧЕТЫРЕ ЭТАПА СОЗДАНИЯ БЕНЧМАРКОВ

Созданная система в целом соответствует стилю набора бенчмарков Американского ядерного общества, представленного в известном отчете [6] Аргоннской национальной лаборатории. Создание каждого из бенчмарков системы следовало четырем последовательным этапам.

На этапе 1 формулировалась исходная ситуация (Benchmark Source Situation, BSS). Каждый вычислительный бенчмарк основан на реалистичной ситуации, обычно нормальном режиме эксплуатации рассматриваемого реактора. На этом этапе собирались все необходимые данные, описывающие реактор. На основе полученной информации определялась идеализированная модель, описываемая упрощенным набором данных.

На этом этапе для моделей, соответствующих урановой загрузке, по существующим проектным программам получалось решение (Design Level Solution, DLS), по которому проверялась корректность данных и их интерпретации, физическая правдоподобность и представительность BSS. Когда это представлялось возможным, выполнялись сравнения с экспериментальными результатами. Хотя последние не являются частью системы бенчмарков, было продемонстрировано, что для всех BSS, включенных в систему, DLS полученные по инженерным программам воспроизводят экспериментальные величины с хорошей точностью.

На этапе 2 формулировались расчетные задачи (Benchmark Problem, BP). Формулировка задач, описывающих исследуемые феномены, выполнялась систематически, начиная с соответствующего описания BSS. На этапе BP подключались математически последовательные программы. В некоторых случаях для получения приемлемого качества BP требовалась небольшая корректировка макроконстант. Каждое определение BP включает описание изменений или дополнительных предположений по отношению к исходной ситуации, если это необходимо, и список обязательных и дополнительных расчетных величин, которые требуется получить при решении BP.

На этапе 3 вычислялись решения с разумной точностью (Reasonable Accuracy Solutions, RAcS). По ряду причин прямое, математически последовательное сравнение результатов инженерных, производственных программ с результатами других программ практически невозможно. Чтобы обеспечить сравнимость и воспроизводимость результатов, необходимую для развития новых усовершенствованных программ, нужно получить более точное reference-решение, однако это требует больших затрат. Практика создания и использования бенчмарков показала, что удобно дополнительно ввести отдельный этап – получение решений BP «с разумной точностью», RAcS, которые в отличие от решений по инженерным программам DLS, основаны на математически строгой формулировке BP и одновременно не требуют вычислений на очень мелких сетках и больших вычислительных затрат как reference-решения. Они позволяют оценить точность математически последо-

вательных программ в «нормальных условиях», таких как «стандартный», как правило, достаточно грубый шаг сетки и стандартные критерии сходимости. Для представляемой системы бенчмарков были получены два независимых решения RAcS для каждой сформулированной ВР. Они были использованы, чтобы проверить достоверность ВР, и физическую и вычислительную правдоподобность сформулированных задач на уровне ВР.

На этапе 4 вычислялись reference-решения (Reference Solution – RefS). Последовательная математическая формулировка ВР делает возможной получение reference-решений (RefS) с произвольно высокой методической точностью. Решения с методической точностью на один-два порядка выше, чем требуется в проектных расчетах, в высшей степени желательны и должны быть (завершающей) частью полного набора бенчмарков. Такие решения могут быть получены, например, с помощью экстраполяции результатов на бесконечно малый шаг сетки. RefS играют роль, подобную аналитическим решениям. Хотя для получения их требуются большие вычислительные затраты, reference-решения чрезвычайно полезны для дальнейшего развития быстрых и эффективных компьютерных программ.

ОБЗОР СОЗДАНЫХ БЕНЧМАРКОВ

Список созданных бенчмарков представлен в таблице. Бенчмарки покрывают основные области физики реакторов ВВЭР. Это – реактор в стационарном состоянии, гомогенизация ТВС и подготовка макроконстант для покассетных и потвэльных диффузионных расчетов, расчет выгорания и нестационарные процессы в реакторе. Все бенчмарки подготовлены для двух типов реакторов и двух типов топлива: для ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 с урановой загрузкой и для ВВЭР-1000 и ВВЭР – 640 с МОХ-загрузкой.

Исходные ситуации (BSS) для реакторов с урановой загрузкой были созданы на основе описания реакторов ВВЭР в документе МАГАТЭ [7]. Бенчмарки, описывающие реакторы с МОХ-топливом были приготовлены на основе предварительных расчетных исследований, и носят абстрактный характер, информация в них ограничена макроконстантами и расчетной геометрией. Все значительные нейтронно-физические свойства были сохранены и отражены в бенчмарках. Это подтверждено сравнением численных расчетов улучшенных кодов на основе данных ВР с результатами стандартных инженерных расчетов на основе собранной для бенчмарков информации до упрощения исходной информации в BSS.

В частности, разница в эффективном коэффициенте размножения около 0.5%, различия в распределении мощности в реакторе – порядка 3–5% для стационарных задач и порядка 20% для нестационарных задач. Более подробная информация представлена в [4].

Отличительные черты созданной системы бенчмарков

1. Созданные бенчмарки образуют набор взаимосвязанных тестовых задач, т.е. систему бенчмарков. Слово «система» в данном случае использовано только для подчеркивания взаимосвязанности по данным и не несет значения «системы» в смысле компьютерной оболочки, автоматизации средств доступа и т.п.

2. Все бенчмарки, относящиеся к одному реактору, используют общие геометрические (расположение топлива) данные и макроконстанты. Для каждого типа активной зоны рассмотрены только два состояния АЗ – начальная загрузка (FC, fresh core) и равновесная зона (EC, equilibrium core). Соответственно во всем наборе задач (для каждого типа АЗ) использованы только три набора сечений – два для зоны на полной мощности (H, hot) и один (начальная загрузка ВВЭР-440 и

Список наборов бенчмарков для реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000

БЕНЧМАРКИ ДЛЯ СТАЦИОНАРНЫХ РАСЧЕТОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ
Урановое топливо: Стационарный покассетный расчет активной зоны: начальная загрузка Стационарный потвзельный расчет активной зоны: начальная загрузка Стационарный покассетный расчет активной зоны : равновесное состояние Стационарный потвзельный расчет активной зоны : равновесное состояние МОХ – топливо: Стационарный покассетный расчет активной зоны: начальная загрузка Стационарный потвзельный расчет активной зоны : начальная загрузка Стационарный покассетный расчет активной зоны : равновесное состояние Стационарный потвзельный расчет активной зоны : равновесное состояние
БЕНЧМАРКИ ДЛЯ ГОМОГЕНИЗАЦИИ
Бенчмарк для гомогенизации кассеты со свежим урановым топливом Бенчмарк для гомогенизации кассеты с урановым топливом после одной микрокампании Бенчмарк для гомогенизации кассеты с урановым топливом после двух микрокампаний Бенчмарк для гомогенизации кассеты со свежим МОХ топливом Бенчмарк для гомогенизации кассеты с МОХ топливом после одной микрокампании Бенчмарк для гомогенизации кассеты с МОХ топливом после двух микрокампаний
БЕНЧМАРКИ ДЛЯ ВЫГОРАНИЯ
Бенчмарк для расчета выгорания первых двух микрокампаний для реактора с урановым топливом Бенчмарк для расчета равновесной микрокампании для реактора с МОХ топливом. Бенчмарк для расчета оптимизации перегрузки Бенчмарк для расчета выгорания в кассете реактора VVER-440 (со сравнением с экспериментальными данными)
КИНЕТИЧЕСКИЕ И ДИНАМИЧЕСКИЕ БЕНЧМАРКИ (ТОЛЬКО ДЛЯ УРАНОВОГО ТОПЛИВА)
Кинетический бенчмарк 1: Ступенчатый ввод стержней СУЗ Кинетический бенчмарк 2: Ступенчатый вывод стержней СУЗ Кинетический бенчмарк 3: Непрерывный ввод стержней СУЗ Кинетический бенчмарк 4: Непрерывный вывод стержней СУЗ Кинетический бенчмарк 5: Ступенчатый вывод реактора на мощность Кинетический бенчмарк 6: Непрерывный вывод реактора на мощность Кинетический бенчмарк 7: Ступенчатый ввод стержней СУЗ с учетом обратных связей Кинетический бенчмарк 8: Ступенчатый вывод стержней СУЗ с учетом обратных связей Кинетический бенчмарк 9: Непрерывный ввод стержней СУЗ с учетом обратных связей Кинетический бенчмарк 10: Непрерывный вывод стержней СУЗ с учетом обратных связей Кинетический бенчмарк 11: Ступенчатый вывод реактора на мощность с обратными связями Кинетический бенчмарк 12: Непрерывный вывод реактора на мощность с обратными связями Кинетический бенчмарк 13: Впрыск борной кислоты без обратных связей Кинетический бенчмарк 14: Впрыск борной кислоты с учетом обратных связей Кинетический бенчмарк 15: Разрыв трубопровода парогенератора Кинетический бенчмарк 16: Потеря давления без срабатывания аварийной защиты Кинетический бенчмарк 17: Отключение ГЦН срабатывания аварийной защиты Кинетический бенчмарк 18: Впрыск неборированной воды

равновесная загрузка ВВЭР-1000) для «холодной» зоны, находящейся на мощности 10% от номинала. Эти три набора макроконстант используются во всем наборе статических и динамических бенчмарков для данной АЗ.

3. Во всех задачах отражатель включен в геометрическое описание.

4. Созданы микроскопические данные для использования в бенчмарках для выгорания.

5. Созданы пространственно-зависимые сечения, адекватно моделирующие изменение физических свойств по высоте для всех соответствующих бенчмарков.

6. Строго математически сформулированы бенчмарки для пространственно-зависимой кинетики с трехмерными пространственно распределенными обратными связями по температуре и плотностью теплоносителя, температуре топлива, концентрации борной кислоты.

7. Математически строго сформулированы бенчмарки по оптимизации загрузки активной зоны и найдены их точные решения.

БЕНЧМАРКИ ДЛЯ СТАЦИОНАРНЫХ РАСЧЕТОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Бенчмарки этого раздела представляют собой решение задач на k_{eff} с вакуумными граничными условиями для двухгрупповых уравнений диффузии без рассеяния вверх. Для «равновесной» активной зоны сечения зависят от высоты. Для потвальных расчетов геометрия кассеты включает как регулярную гексагональную структуру для твэлов, так и нерегулярную (пятиугольники на периферии ТВС). В качестве основных результатов рассматриваются k_{eff} и распределение мощности в кассетах.

Раздел содержит 18 бенчмарков. Восемь в трехмерной геометрии были созданы для верификации программ и методов для стационарного расчета активной зоны. Восемь для потвального расчета и два для «свежей» загрузки были сформулированы только в двумерной геометрии. Бенчмарки в двумерной геометрии дают дополнительные возможности верификации методов либо в отдельных задачах, когда 2D-геометрия дает приемлемые результаты, либо когда требуется очень высокая точность reference-решения.

Решения для двумерной и трехмерной геометрии были получены с помощью программ HEXZ и MAG. Решения по программе HEXZ рассматриваются как RAcS, а решения по программе MAG – как reference-решения. Последние были получены с помощью усаживания сетки и представляют собой асимптотические решения, т.е. решения при стремлении шага сетки к нулю. Для потвальных бенчмарков RAcS были получены с использованием программ MAG и PERMAK. Для всех бенчмарков данного раздела два независимых решения находятся в очень хорошем согласии, k_{eff} отличается менее чем на 0.1%, покассетные энерговыделения менее чем на 1%, потвальные распределения имеют различия порядка 1%.

БЕНЧМАРКИ ДЛЯ ГОМОГЕНИЗАЦИИ

Бенчмарки этого раздела являются задачами на k_{eff} в двумерной шестигранной кассете с условиям отражения на границе. Исходными данными являются описание геометрии кассеты и ядерные плотности. Раздел состоит из двенадцати бенчмарков, соответствующих трем состояниям по выгоранию (свежему топливу, топливу после одной и двух микрокампаний). В качестве ожидаемых результатов требуются k_{eff} , гомогенизированные сечения для диффузионного расчета и потвальные мощности. Концентрации для топлива после одной и двух микрокампаний были получены с помощью программы WIMS для 300 и 600 эфф. сут. Решения, полученные с помощью программ MCU (RefS) и WIMS (RAcS) хорошо согласуются между собой.

БЕНЧМАРКИ ДЛЯ РАСЧЕТА КАМПАНИИ РЕАКТОРА

Бенчмарки этой секции были созданы для верификации методов и алгоритмов при расчете выгорания. Они включают задачи для выгорания активной зоны, выгорания в отдельной сборке и оптимизации загрузки.

Четыре бенчмарка для выгорания в активной зоне были созданы по аналогии с задачей BSS-19 из работы [6]. Реактор описывается двухгрупповыми уравнениями диффузии в двумерной гексагональной геометрии. Макроскопические сечения для каждого момента времени получаются из уравнений выгорания, коэффициенты которых вычисляются на основе пространственных распределений ядерных концентраций и микроскопических сечений делящихся материалов, ксенона, бора и выгорающих поглотителей. Микроскопические сечения делящихся изотопов либо не зависят от времени, либо зависят линейно от выгорания. Критическое состояние активной зоны получается подбором критической концентрации раствора борной кислоты, измеренной в ppm. Концентрация ксенона – равновесная. Длина микрокампании определяется требованием равенства нулю концентрации борной кислоты в конце топливного цикла. Два реальных начальных цикла использованы при формулировке задач для уранового топлива. Для MOX-топлива рассмотрена задача нахождения равновесного топливного цикла.

В качестве требуемых результатов рассматриваются:

- концентрации борной кислоты, обеспечивающие критичность;
- распределение покассетных мощностей в начале и конце микрокампаний;
- средние покассетные выгорания в конце микрокампаний;
- средние для типов кассет ядерные концентрации в конце микрокампаний;
- длина микрокампаний в эффективных сутках;
- критические концентрации бора и мощности кассет для реактора без ксенона с введенными СУЗ в начале первого и второго циклов;
- эффекты реактивности для реактора без ксенона с введенными СУЗ в конце микрокампании.

Два независимых «стандартных» решения, полученные по программам MAG и HEXZ, согласуются с приемлемой точностью.

Для бенчмарка выгорания в кассете ВВЭР-440 есть сравнение с экспериментальными данными. Результаты расчетов ядерных концентраций как функция выгорания сравниваются с результатами радиохимического анализа. Ядерные концентрации рассматриваются как основные ожидаемые результаты. Решения задачи получены по программам WIMS и TRIFON.

Два бенчмарка для ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с урановым топливом были созданы для оптимизации перестановки ТВС. Каждый включает две оптимизационные задачи. В первой требуется найти 10 лучших загрузок (расстановок ТВС) обеспечивающих минимальные значения коэффициента неравномерности в начале второго топливного цикла при ограничении на запас реактивности (величину k_{eff}). Во второй требуется найти 10 лучших загрузок с максимальным k_{eff} при ограничении, что коэффициент неравномерности в начале топливного цикла не превосходит 1.45. Рассматриваются задачи частичной оптимизации, т.е. позиции некоторых (свежих) ТВС заданы. Благодаря этому общее количество возможных вариантов около 15000, что позволяет применить прямой перебор всех вариантов для получения точного решения. Исходные данные были взяты из вышеописанных бенчмарков для расчета выгорания в активных зонах.

Получены два независимых решения. Для решения двухгрупповой нейтронной задачи использовалась программа MAG. «Точное» решение было получено прямым перебором, альтернативное – с помощью одной из версий генетического алгоритма.

БЕНЧМАРКИ ДЛЯ КИНЕТИКИ И ДИНАМИКИ

Двенадцать бенчмарков были созданы для трехмерных задач пространственной кинетики без обратных связей. В них решается двухгрупповое нестационарное уравнение диффузии с заданной зависимостью макросечений от времени и с шестью группами запаздывающих нейтронов. Геометрия задач соответствует использованной в стационарных бенчмарках. Макросечения подготовлены для «холодной» зоны (10% мощности). Нестационарные процессы инициируются движением СУЗ. Рассмотрены два варианта движения СУЗ – мгновенное и движение с конечной скоростью.

Два независимых решения получены по программам REINBOW и MAG. Большая часть полученных решений должна рассматриваться как «стандартные», RAcS. Однако для одной из задач решение, полученной по программе MAG с учащением пространственной и временной сеток может рассматриваться как RefS, reference-решение с точностью порядка 1%.

Еще двенадцать бенчмарков были созданы для верификации алгоритмов и программ решения трехмерной пространственной кинетики с обратными теплогидравлическими связями. Геометрия та же, что и в предыдущих задачах. Задана линейная зависимость макросечений от теплогидравлических параметров, а, именно от квадратного корня из температуры топлива, температуры теплоносителя и плотности теплоносителя.

Система бенчмарков ориентирована на нейтронику и не предполагает использования реальных теплофизических программ и данных. Для температуры топлива T_f и теплоносителя T_c в каждой точке активной зоны заданы два дифференциальных уравнения

$$C_f \frac{\partial T_f(r,t)}{\partial t} = \gamma_f Q(r,t) - \alpha(T_f)(T_f(r,t) - T_c(r,t)),$$

$$C_c \left(\frac{\partial T_c(r,t)}{\partial t} + v \frac{\partial T_c(r,t)}{\partial z} \right) = \gamma_c Q(r,t) + \alpha(T_f)(T_f(r,t) - T_c(r,t)),$$

$$\alpha(T_f) = \frac{1}{\alpha_1 T_f + \alpha_0}$$

с заданными теплофизическими константами γ_f , γ_c , C_f , C_c , α_0 , α_1 и скорость движения теплоносителя v , которые могут рассматриваться и решаться чисто формально, хотя константы и подобраны так, что физика процессов сохраняется.

Нестационарные процессы инициируются движением СУЗ. Рассмотрены два варианта движения СУЗ – мгновенное и движение с конечной скоростью. Предполагается критичность активной зоны в начальный момент времени $t=0$. Таким образом, для получения начального распределения нейтронов и параметров кинетики необходимо решить связанные уравнения для нейтронов и теплогидравлических связей. В качестве обязательных рассматриваются следующие результаты:

- эффективный коэффициент размножения в момент $t=0$;
- полная нейтронная мощность от времени;
- нормализованное поаксетное распределение мощности в заданные моменты времени;
- пространственное распределение температур топлива и теплоносителя в заданные моменты времени.

Два независимых «стандартных» решения получены по программам REINBOW и MAG.

Наконец, восемнадцать бенчмарков были созданы для переходных процессов,

иницированных событиями вне активной зоны. Этот тип проблем характеризуется численными свойствами, существенно отличающимися от задач с движением СУЗ. Решаемые уравнения подобны описанным ранее для движения СУЗ с обратными связями, но дополнительно к предыдущему, макросечения линейно зависят от концентрации бора в борной кислоте. Плотность борной кислоты на нижней границе активной зоны задается функцией от времени. Два независимых «стандартных» решения получены по программам REINBOW и MAG и согласуются в пределах 20%.

ОБЗОР ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ПРОГРАММ

В настоящем разделе кратко описываются программы, использованные при создании системы. Большая часть результатов получена с помощью программы **MAG** [8-10]. Программа использовалась для покассетных и потвэльных расчетов активной зоны и для нестационарных задач на шагах BP и RefS. Используется конечно-разностная сетка с узлами в центрах ячеек для (D,z)-геометрии. Для получения RAcS использовалась сетка с шестью узлами на кассету и 12 – 20 слоев по высоте. Для RefS количество узлов в плоскости систематически увеличивалось до 3625 треугольников на кассету в двумерных расчетах и до 294 для трехмерных. Максимальное количество расчетных слоев в Z-направлении – 112. Для потвэльных бенчмарков использовалась конечно-разностная схема с одним узлом на твэл. Для аппроксимации по времени использовалась неявная схема.

Кроме этого, на отдельных этапах использовались следующие программы.

BIPR-7 [11]. Основная программ для покассетных расчетов реакторов ВВЭР с урановым топливом. Программа использовалась только на уровне исходных ситуаций (BSS).

PERMAK [12]. Основная программа для потвэльных расчетов реакторов ВВЭР. Программа использовалась для получения «стандартных» решений.

WIMS4D [13]. Широко известная программа для расчета ячеек реакторов разных типов.

RAINBOW [14]. Основная программа для моделирования переходных процессов в реакторах ВВЭР.

HEXZ [15]. По этой программе были получены RAcS решений на шаге BP. Программа использует аналитический нодальный метод.

MCU [16]. Программа, основанная на методе Монте-Карло, была использована для бенчмарков по гомогенизации.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Создана согласованная система взаимосвязанных математических бенчмарков для широкого круга нейтронно-физических расчетов ВВЭР. Для каждой задачи получено два независимых решения. Эти решения хорошо согласуются с результатами расчетов по аттестованным программам. Система доступна на CD и представлена в трудах научных конференций [2–4,17].

Вследствие реалистичности, в частности, учета пространственной зависимости макрокостант, описание бенчмарков даже с минимальной степенью детальности требует нескольких страниц текста и не может быть приведено в настоящей статье, носящей обзорный, аннотационный характер. Общий объем информации в системе бенчмарков [4] – более 3000 стр. Автор планирует в дальнейшем подготовить серию статей с более подробной информацией по каждому из разделов системы.

В качестве направлений дальнейшей работы видится: получение прецизионных решений, создание дополнительных бенчмарков, создание интеллектуального

интерфейса для системы, т.е. системы в программном смысле, а не только в смысле связи по данным. Имеется положительный опыт использования бенчмарков системы не только для уравнения диффузии, но и для уравнения переноса, в частности, такого важного и актуального вопроса, как анализ методических вопросов точности расчета реакторов ВВЭР по методу Монте-Карло [18]

Важным возможным продолжением работы представляется создание системы для обучения нейтронно-физическим расчетам ВВЭР на основе представленной системы бенчмарков. Участие в получении прецизионных решений позволит улучшить понимание методической точности программ,

ЛИТЕРАТУРА

1. Whalen D.J., Hollowell D.E., Hendricks J.S. MCNP: Photon Benchmark Problems, LA-12196, 1991.
2. www.kfki.hu.
3. www.neutronika.ru.
4. Ougouagh A.M., Suslov I.R., Komlev O.G. VVER Neutronics Benchmarks, INEEL/EXT-99-00818, IPPE, 1999.
5. Suslov I.R., Komlev O.G., Ougouagh A.M. A System of Neutronics Computational Benchmarks for VVER Reactors/Proc. of Int. Conf. Mathematics and Computations, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications (M&C-99) (Madrid, September 27-30, 1999).
6. Argonne Code Center: Benchmark Problem Book, ANL-7416, 1968, rev. 1972, 1977, 1985.
7. In-Core Fuel Management Code Package Validation for WWERs, IAEA-TECDOC-847, Nov. 1995.
8. Suslov I.R. et al. MAG – The Code for Fine Mesh VVER Calculations/Proc. of 6th Symposium AER, 1996.
9. Suslov I.R. et al. MAG – Code for VVER Neutronics Calculations/Сборник трудов семинара «Нейтроника-1997». – Обнинск, 1998. – С. 104.
10. Комлев О.Г., Суслов И.Р. Сравнительный анализ эффективности нодального метода для задач расчета критического состояния реактора ВВЭР/Сборник трудов семинара «Нейтроника-1997». – Обнинск, 1998. – С. 122.
11. Новиков А.Н. и др. Пакет программ для анализа активной зоны ВВЭР и некоторые аспекты улучшения топливного цикла//ВАНТ. Сер.: «Физика ядерных реакторов». – 1992. – Т. 1. – РИЦКИ, 7.
12. Лизоркин М.П. и др. Программа ПЕРМАК. Описание алгоритма и инструкция по применению. Отчет библиотеки программ ВМК, София, Болгария, 1985.
13. Halsall M.J. A Neutronics Code for Standard Lattice Physics Analysis, AEEW-R 2113, 1986.
14. Программный комплекс RADUGA для моделирования переходных и аварийных режимов в реакторных установках водо-водяного типа. Описание математической модели нейтронно-физического модуля. – М.: АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ, 1996.
15. Komlev O.G. Group Theory Nodal Method for the Diffusion Equation in 3-D Hexagonal Geometry/Proc. of Int. Conf. PHYSOR'96, 1996, A-60.
16. Юдкевич М.С. Программа MCURFFI для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Библиотека ядерных данных DLC/MCUDAT/Препринт ИАЭ5991/5. – М., 1996.
17. Кавун О.Ю., Суслов И.Р., Попыкин А.И. Разработка системы кинетических тестов для реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440/Сборник трудов семинара «Нейтроника-1998». – Обнинск, 1999. – С. 72.
18. Suslov I.R., Mel'nikov K.G. WWER Benchmarking – Characteristics vs. Monte-Carlo. P.129 Book of Abstracts Int. Conf on Transport Theory (ICTT-20) (July 22-28, 2007, Obninsk).

Поступила в редакцию 03.03.2008

ОПТИМИЗАЦИОННЫЕ ЗАДАЧИ ИЗВЛЕЧЕНИЯ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК В РБМК

А.М. Загребаев, Н.В. Овсянникова, А.Э. Речкиман

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),
г. Москва*



Рассматривается возможность оптимизации порядка извлечения негерметичных тепловыделяющих сборок в реакторе при различных критериях и ограничениях. Приводится решение оптимизационных задач при ограничении на величину предельно допустимого выброса и при наличии штрафа.

При работе реактора типа РБМК возможны ситуации, когда одна или несколько тепловыделяющих сборок в процессе эксплуатации становятся негерметичными. Для обнаружения этого факта предназначена система контроля герметичности оболочек твэл (СКГО) [1]. Существующие санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций определяют величину предельно допустимого уровня выброса (ПДВ). Например, в случае достижения годового ПДВ ранее 1-го календарного года АЭС должна быть остановлена [2]. В связи с этим возникает ряд задач, связанных с обнаружением и порядком выгрузки негерметичных ТВС.

Во-первых, если в данный момент времени обнаружено несколько негерметичных ТВС различной энерговыработки, с различной интенсивностью выбросов и суммарный выброс не превышает предельно допустимого уровня, возникает задача об определении очередности выгрузки негерметичных ТВС, чтобы минимально потерять в суммарной энерговыработке и не превысить предельно допустимый уровень.

Во-вторых, если предельно допустимый уровень превышен, но превышение не носит «катастрофического» характера, предлагается приписать «штраф» за нахождение негерметичной ТВС в активной зоне. Величина штрафа при этом пропорциональна выброшенной в окружающую среду активности за время нахождения негерметичной ТВС в активной зоне. Сразу же отметим, что в настоящее время на АЭС могут наложить штрафные санкции только за превышение установленных нормативных выбросов и/или сбросов. Такого превышения, как правило, не достигается даже при наличии в активной зоне реакторов 1–2 негерметичных ТВС. Выгрузка связана обычно с превышением пределов по активности, установленных самой АЭС, которые в несколько раз меньше нормативных. Ущерб от преждевременной выгрузки ТВС можно оценивать либо в натуральном показателе – как потерю энер-

говыворотки, либо в денежном эквиваленте – как потерю стоимости ТВС данной энерговыработки при невозможности ее дожигания. Дело в том, что после выгрузки любой ТВС по негерметичности проводятся «пенальные испытания» (через 3 дня после выгрузки). При не подтверждении факта негерметичности и после осмотра телекамерами ТВС может быть загружена обратно в активную зону через 5–10 дней, т.е. потери, в принципе, это трудозатраты на лишнюю перегрузку и пробоотбор, а также ухудшение нейтронно-физических характеристик реактора при работе с лишним столбом воды в топливном канале. Но возможно повреждение ТВС при перегрузке в бассейн выдержки, неоднозначные результаты пробоотбора и другое – в результате чего ТВС не возвращается в активную зону.

Ниже предлагается несколько постановок и решений оптимизационных задач, основанных как на подходе безусловного непревышения уровня предельно допустимого выброса, так и на подходе наложения штрафных санкций в случае его превышения.

ЗАДАЧА О ВЫБОРЕ ОПТИМАЛЬНОЙ ОЧЕРЕДНОСТИ ИЗВЛЕЧЕНИЯ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТВС ПРИ ОГРАНИЧЕНИИ НА ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЙ УРОВЕНЬ ВЫБРОСА АКТИВНОСТИ

Пусть обнаружено, что негерметичными являются N ТВС. При этом каждая ТВС к этому моменту имеет энерговыработку E_{0i} , время работы t_{0i} и интенсивность выброса x_i . Если i -ю ТВС оставить в активной зоне еще на время Δt_i , то энерговыработка составит величину $E(t_{0i} + \Delta t_i)$. Пусть максимальное значение энерговыработки E_m тепловыделяющая сборка достигает в момент времени t_m . При выгрузке ТВС через время Δt_i , потеря энерговыработки i -й ТВС составит величину $\Delta E_i = E_m - E(t_{0i} + \Delta t_i)$. Суммарная потеря энерговыработки при выгрузке всех негерметичных ТВС есть

$S = \sum_{i=1}^N \Delta E_i(\Delta t_i)$. Требуется найти такую очередность выгрузок ТВС, т.е. $\Delta t_1, \dots, \Delta t_N$, чтобы минимизировать суммарную потерю энерговыработки и при этом не нарушить ограничение на величину суммарного выброса активности P .

Математически задача ставится следующим образом:
найти

$$\min_{\Delta t_1, \dots, \Delta t_N} \sum_{i=1}^N \Delta E_i(\Delta t_i) \quad (1)$$

при ограничениях:

$$\sum_{i=1}^N x_i \Delta t_i \leq P, \quad (2)$$

$$0 \leq \Delta t_i \leq t_m - t_{0i}, \quad (3)$$

$$x_i \geq 0. \quad (4)$$

Задача (1)–(4) может быть решена аналитически при следующих предположениях. Пусть мощность топливного канала зависит от времени линейно

$$W(t) = W_m - \alpha_w t, \quad (5)$$

где W_m – средняя мощность свежезагруженной ТВС, α_w – коэффициент.

Тогда зависимость средней энерговыработки от времени

$$E(t) = \int_0^t W(t) dt = W_m \cdot t - \frac{\alpha_w}{2} t^2. \quad (6)$$

В этом случае с учетом выражений (5), (6) оптимизационная задача выглядит следующим образом:

$$\min_{\Delta t_1 \dots \Delta t_N} \sum_{i=1}^N \left\{ E_m - E_{0i} - \frac{W_{0i}^2}{2\alpha_w} + \frac{\alpha_w}{2} \left(\Delta t_i - \frac{W_{0i}}{\alpha_w} \right)^2 \right\}, \quad (7)$$

$$\sum_{i=1}^N x_i \Delta t_i \leq P, \quad (8)$$

где $W_{0i} = W_m - \alpha_w t_{0i}$.

Рассмотрим решение задачи для двух переменных:

$$\min_{\Delta t_1, \Delta t_2} S = \left\{ 2E_m - E_{01} - \frac{W_{01}^2}{2\alpha_w} + \frac{\alpha_w}{2} \left(\Delta t_1 - \frac{W_{01}}{\alpha_w} \right)^2 - E_{02} - \frac{W_{02}^2}{2\alpha_w} + \frac{\alpha_w}{2} \left(\Delta t_2 - \frac{W_{02}}{\alpha_w} \right)^2 \right\} \quad (9)$$

$$x_1 \Delta t_1 + x_2 \Delta t_2 \leq P, \quad (10)$$

где $\frac{W_{01}}{\alpha_w} = t_m - t_{01} = \Delta T_1$ и $\frac{W_{02}}{\alpha_w} = t_m - t_{02} = \Delta T_2$ – соответственно интервалы времени от момента обнаружения негерметичности до момента штатной выгрузки при максимальной энерговыработке E_m . Отсюда вытекают ограничения:

$$0 \leq \Delta t_1 \leq \Delta T_1; \quad (11)$$

$$0 \leq \Delta t_2 \leq \Delta T_2. \quad (12)$$

Оптимизационная задача (9)–(12) имеет простую геометрическую интерпретацию.

Функция $z = S(\Delta t_1, \Delta t_2)$ представляет собой параболоид вращения, ограничение $x_1 \Delta t_1 + x_2 \Delta t_2 \leq P$ – плоскость, параллельную оси z . На рис.1 показана проекция плоскости и горизонтальных сечений параболоида на плоскость $(\Delta t_1, \Delta t_2)$.

Из рис. 1 видно, что оптимальным является точка касания прямой и окружности, если эта точка находится внутри области. В противном случае оптимальное решение лежит на границе области допустимых значений. Для внутренних точек области изменения переменных оптимальное решение находится из соотношений:

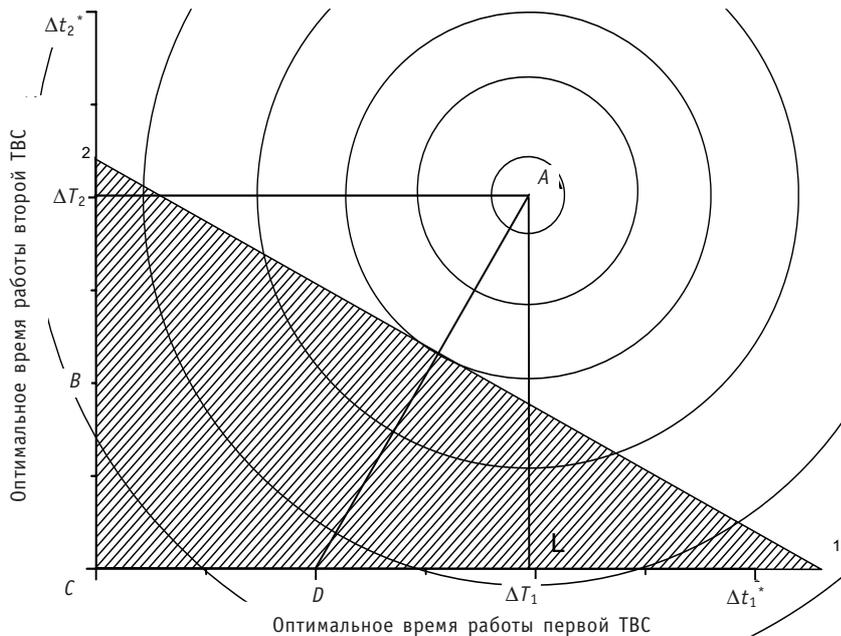


Рис.1. Геометрическая интерпретация задачи оптимизации

$$\frac{\partial S}{\partial \Delta t_1} = 0; \quad \frac{\partial S}{\partial \Delta t_2} = 0. \quad (13)$$

В явном виде это

$$\Delta t_1^* = \frac{\frac{W_{01}}{\alpha_w} - \left(\frac{x_1}{x_2}\right) \cdot \left(\frac{W_{02}}{\alpha_w}\right) + \left(\frac{P}{x_2}\right) \cdot \left(\frac{x_1}{x_2}\right)}{1 + \left(\frac{x_1}{x_2}\right)^2} \quad (14)$$

$$\Delta t_2^* = \frac{\left(\frac{x_1}{x_2}\right)^2 \cdot \left(\frac{W_{02}}{\alpha_w}\right) - \left(\frac{x_1}{x_2}\right) \frac{W_{01}}{\alpha_w} + \frac{P}{x_2}}{1 + \left(\frac{x_1}{x_2}\right)^2}. \quad (15)$$

Исключая из выражений (14)–(15) член $\frac{P}{x_2}$, получим уравнение оптимальной траектории:

$$\Delta t_2^* = \left(\frac{x_2}{x_1}\right) \Delta t_1^* + \left(\frac{W_{02}}{\alpha_w}\right) - \left(\frac{W_{01}}{\alpha_w}\right) \cdot \left(\frac{x_2}{x_1}\right); \quad (16)$$

или

$$\Delta t_2^* = \left(\frac{x_2}{x_1}\right) \Delta t_1^* + \Delta T_2 - \Delta T_1 \cdot \left(\frac{x_2}{x_1}\right). \quad (17)$$

Возможные оптимальные траектории представлены на рис. 2.

Характер оптимальных траекторий понимается следующим образом. Если интенсивность выбросов такова, что предельно допустимый уровень выброса не превышает до момента штатной перегрузки обеих ТВС, то оптимальным являет-

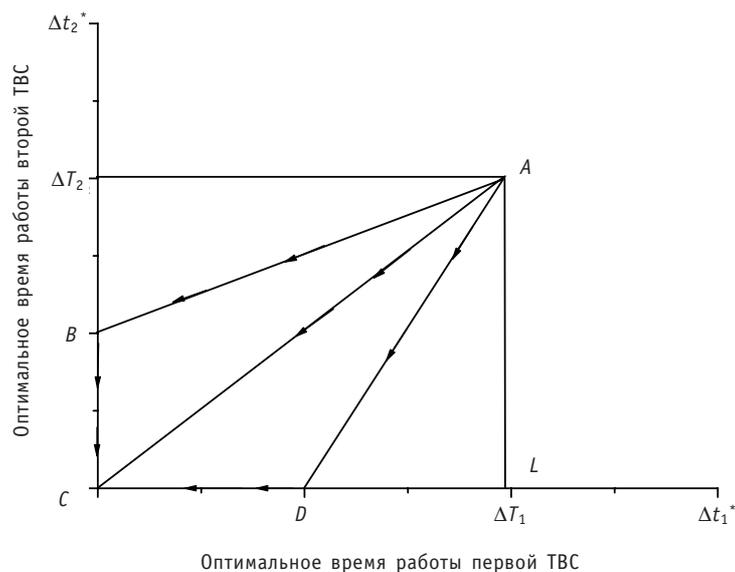


Рис.2. Оптимальные траектории

ся решение $\Delta t_1^* = \Delta T_1$; $\Delta t_2^* = \Delta T_2$ – точка *A*, т.е. обе ТВС дожигаются до штатной энерговыработки. В противном случае ТВС должны выгружаться ранее (траектории *ABC*, *AC*, *ADC*). Если $\Delta T_2 - \Delta T_1 \cdot \left(\frac{x_2}{x_1}\right) > 0$, то оптимальные точки лежат на траектории *ABC*.

Физически это означает следующее. Пусть, например, $\left(\frac{x_2}{x_1}\right) = 1$, тогда $\Delta T_2 > \Delta T_1$, т.е. вторая ТВС более «свежая» и время ее пребывания в активной зоне до выгрузки больше, чем более выгоревшей ТВС ($\Delta t_2^* > \Delta t_1^*$). На участке траектории *BC* первая ТВС выгружается сразу же, а вторая «дожигается», пока не нарушится ограничение по выбросу активности. Если $\Delta T_2 - \Delta T_1 \cdot \left(\frac{x_2}{x_1}\right) < 0$, то ситуация носит противо-

положный характер (траектория *ADC*). При $\Delta T_2 - \Delta T_1 \cdot \left(\frac{x_2}{x_1}\right) = 0$ (траектория *AC*) обе ТВС некоторое время находятся в активной зоне, и отношение оптимальных времен пребывания ТВС в активной зоне есть $\frac{\Delta t_2^*}{\Delta t_1^*} = \frac{\Delta T_2}{\Delta T_1}$. Менее выгоревшая ТВС дольше находится в активной зоне. При произвольном соотношении активностей $\frac{x_1}{x_2}$ и значений времен ΔT_1 , ΔT_2 ответ не является очевидным и определяется из соотношений:

$$\text{при } \Delta T_1 - \left(\frac{x_1}{x_2}\right) \cdot \Delta T_2 + \left(\frac{P}{x_2}\right) \cdot \left(\frac{x_1}{x_2}\right) \leq 0, \quad \Delta t_1^* = 0, \Delta t_2^* = \frac{P}{x_2};$$

$$\text{при } \left(\frac{x_1}{x_2}\right)^2 \cdot \Delta T_2 - \left(\frac{x_1}{x_2}\right) \Delta T_1 + \frac{P}{x_2} \leq 0 \quad \Delta t_2^* = 0, \Delta t_1^* = \frac{P}{x_1};$$

$$\text{при } \Delta T_1 - \left(\frac{x_1}{x_2}\right) \cdot \Delta T_2 + \left(\frac{P}{x_2}\right) \cdot \left(\frac{x_1}{x_2}\right) > 0 \text{ и } \left(\frac{x_1}{x_2}\right)^2 \cdot \Delta T_2 - \left(\frac{x_1}{x_2}\right) \Delta T_1 + \frac{P}{x_2} > 0$$

$$\Delta t_1^* = \frac{\Delta T_1 - \left(\frac{x_1}{x_2}\right) \cdot \Delta T_2 + \left(\frac{P}{x_2}\right) \cdot \left(\frac{x_1}{x_2}\right)}{1 + \left(\frac{x_1}{x_2}\right)^2}, \quad (18)$$

$$\Delta t_2^* = \frac{\left(\frac{x_1}{x_2}\right)^2 \cdot \Delta T_2 - \left(\frac{x_1}{x_2}\right) \Delta T_1 + \frac{P}{x_2}}{1 + \left(\frac{x_1}{x_2}\right)^2}. \quad (19)$$

Например, пусть $\Delta T_1 = \frac{t_m}{2}, \Delta T_2 = \frac{t_m}{4}, \frac{P}{x_2} = \frac{t_m}{8}$. Иными словами, первая ТВС отработала всего половину кампании, а вторая – три четверти кампании.

Если $\frac{x_1}{x_2} = 1$, то $\Delta t_1^* = \frac{3}{16}t_m, \Delta t_2^* = 0$ – в активной зоне остается менее выгоревшая ТВС, другая выгружается сразу же при обнаружении негерметичности.

Если $\frac{x_1}{x_2} = 5$, то $\Delta t_1^* = 0, \Delta t_2^* = \frac{t_m}{8}$ – менее выгоревшая ТВС выгружается сразу же, а другая остается в активной зоне, пока не нарушится ограничение.

Наконец, если $\frac{x_1}{x_2} = 3$, то $\Delta t_1^* = \frac{1}{80}t_m, \Delta t_2^* = \frac{7}{80}t_m$ – обе ТВС некоторое время дожигаются в активной зоне.

ЗАДАЧА ВЫБОРА ТВС ДЛЯ ВЫГРУЗКИ ПО НЕГЕРМЕТИЧНОСТИ С УЧЕТОМ ШТРАФА

Предположим, что по данным системы КГО подозревается в негерметичности типа «газовой неплотности» несколько ТВС. Пусть стоимость ТВС с энерговыработкой E определяется по соотношению [3]:

$$C = C_e \left(1 - \frac{3}{2} \frac{E}{E_m} + \frac{1}{2} \left(\frac{E}{E_m} \right)^2 \right).$$

Если на самом деле ТВС герметична, но выгружается в момент времени t_0 (время отсчитывается от момента загрузки данной ТВС в реактор), то ущерб от преждевременной выгрузки можно выразить следующим образом:

$$S_1 = C_e \beta_i \left(1 - \frac{3}{2} \frac{E_i(t_0)}{E_m} + \frac{1}{2} \left(\frac{E_i(t_0)}{E_m} \right)^2 \right), \quad (20)$$

где E_m – энерговыработка ТВС, выгружаемой по плану перегрузок; $E_i(t_0)$ – энерговыработка i -й ТВС, выгружаемой по подозрению в негерметичности в момент времени t_0 ; C_e – коэффициент, переводящий потерю энерговыработки в денежный эквивалент (при этом выброса активности в атмосферу нет); β_i – вероятность невозврата i -й ТВС в активную зону для дожигания, вследствие технологических причин, например, механических повреждений.

Если же ТВС негерметична, но остается в активной зоне в течение времени Δt_i до момента перегрузки, то ущерб за счет штрафа от превышения естественного фона будет выражаться соотношением:

$$S_2 = C_f \int_0^{\Delta t_i} x(\tau) d\tau, \quad (21)$$

где $x(\tau)$ – величина превышения активности над фоновым значением x_f , при котором ТВС считается герметичной; C_f – коэффициент, переводящий превышение активности над естественным фоном в денежный эквивалент.

Пусть α_i – вероятность того, что данная i -я ТВС негерметична в момент времени t_0 . Тогда средний ущерб от принятия ошибочного решения по i -й ТВС есть

$$S_i = (1 - \alpha_i) S_1 + \alpha_i \cdot S_2 = (1 - \alpha_i) \beta_i C_e \left(1 - \frac{3}{2} \frac{E_i}{E_m} + \frac{1}{2} \left(\frac{E_i}{E_m} \right)^2 \right) + \alpha_i \cdot C_f \int_0^{\Delta t_i} x_i(\tau) d\tau. \quad (22)$$

Понятно, что вероятность того, что ТВС является негерметичной, может зависеть от нескольких факторов, например, от количества перегрузок данной ТВС, от нарушений ограничений по величине линейной нагрузки, мощности, расхода теплоносителя, от месторасположения ТВС в активной зоне, от амплитуды и частоты высотных колебаний энерговыделения и т.д. Предположим, что для каждой ТВС известна вероятность выхода по негерметичности и рассмотрим вариант, когда она не зависит от энерговыработки [4]. Если считать, что активность i -й ТВС не

нарастает во времени (иначе она была бы легко обнаружена), то $\int_0^{\Delta t_i} x_i(\tau) d\tau = x_i \Delta t_i$,

где Δt_i – время до штатной перегрузки данной ТВС.

Тогда средняя потеря в случае неверного решения «о судьбе» ТВС есть

$$S_i = (1 - \alpha_i) \beta_i C_e \left(1 - \frac{3 E_i}{2 E_m} + \frac{1}{2} \left(\frac{E_i}{E_m} \right)^2 \right) + \alpha_i \Delta t_i \cdot C_f x_i. \quad (23)$$

Из выражения (4) видно, что потери при ошибочном решении зависят как от величины активности, так и от конкретного значения энерговыработки данной ТВС.

Поэтому, если на негерметичность данного вида подозревается несколько сборок, то в первую очередь должна выгружаться ТВС с меньшим значением S_i .

ЗАДАЧА О ВЫБОРЕ ОПТИМАЛЬНОГО ВРЕМЕНИ ВЫГРУЗКИ НЕГЕРМЕТИЧНОЙ ТВС С УЧЕТОМ ШТРАФА

Совершенствование аппаратных и программных средств КГО повышают вероятность обнаружения негерметичной ТВС [5]. При этом возникает другая задача оптимизации, связанная с временем извлечения негерметичной ТВС.

Предположим, что в момент времени $t = t_0$ было обнаружено, что данная ТВС негерметична. При этом ТВС к этому времени имеет энерговыработку E_0 ; если ее перегрузить немедленно, то за счет недожигания ущерб будет составлять величину $S_1(1)$, (при $\beta = 1$, поскольку повторное использование данной ТВС невозможно):

$$S_1 = C_e \left(1 - \frac{3 E_i(t_0)}{2 E_m} + \frac{1}{2} \left(\frac{E_i(t_0)}{E_m} \right)^2 \right). \quad (24)$$

Если же оставить данную ТВС в активной зоне на время Δt , то потери в энерговыработке уменьшатся за счет дополнительного выжигания топлива в течение времени Δt , но возрастут потери за счет штрафа за превышение активности над естественным фоном:

$$S_2 = C_f \int_0^{\Delta t} x(\tau) d\tau. \quad (25)$$

Таким образом, существуют две противоположных тенденции, следовательно, может существовать такой интервал времени Δt после обнаружения негерметичной ТВС, через который и следует проводить ее замену. Математически задача сводится к поиску такого значения Δt , чтобы функция потерь S принимала минимальное значение:

$$\min_{\Delta t} (S_1 + S_2) = \min_{\Delta t} \left\{ C_e \left(1 - \frac{3 E_i(t_0 + \Delta t)}{2 E_m} + \frac{1}{2} \left(\frac{E_i(t_0 + \Delta t)}{E_m} \right)^2 \right) + C_f \int_0^{\Delta t} x(\tau) d\tau \right\}. \quad (26)$$

Легко получить явный вид минимизируемой функции при следующих предположениях: мощность ТВС от времени зависит линейно $W(t) = W_0 - \alpha_w t$ и превыше-

ние сигнала над фоном описывается также линейной функцией $x(t) = x_0 + b \cdot t$. В этом случае $E_i(t_0 + \Delta t) = W(t_0) \cdot \Delta t$ и минимизируемая функция примет вид:

$$S_i = C_e \left(1 - \frac{3W_i \cdot \Delta t}{2E_m} + \frac{1}{2} \left(\frac{W_i \cdot \Delta t}{E_m} \right)^2 \right) + C_f \left[x_0 \cdot \Delta t + \frac{b(\Delta t)^2}{2} \right].$$

Минимум функции находится из условия

$$\frac{dS}{d(\Delta t)} = 0,$$

оптимальное значение Δt есть

$$\Delta t_{opt} = \frac{\frac{3W_i}{2E_m} - p \cdot x_0}{\left(\frac{W_i}{E_m} \right)^2 + p \cdot b}, \quad (27)$$

где $p = \frac{C_f}{C_e}$ – относительная величина стоимости штрафа за превышение фона.

Смысл этого выражения очевиден: интервал времени до выгрузки негерметичной ТВС тем больше, чем более свежая ТВС подозревается в негерметичности и тем меньше, чем больше интенсивность выбрасываемой активности.

Задача может быть поставлена и следующим образом: определить такую область принятия решений о выгрузке ТВС, при которой ущерб не превышал бы заданной величины $S_i \leq C_0$ (см. рис. 3). В этом случае имеется свобода в выборе момента выгрузки негерметичной ТВС, что может быть полезно, исходя из технологических соображений.

Таким образом, представленные выше постановки оптимизационных задач дают возможность либо минимизировать потери при принятии решения о выгрузке негерметичной ТВС, либо оценить их при другом решении, отличном от оптимального.

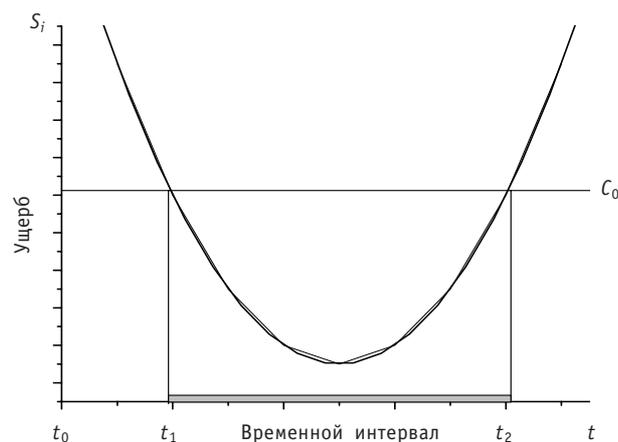


Рис.3. Зависимость ущерба от времени нахождения негерметичной ТВС в активной зоне

Литература

1. Доллежалъ Н.А., Емельянов И.Я. Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980. – 208 с.
2. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03)/СанПин 2.6.1.24-03. Минздрав России. – М., 2003.
3. Краюшкин А.В., Новиков В.Г., Федосов А.М. Экономический эффект от использования уран-эрбиевого топлива в РБМК/Материалы научно-практического семинара «Опыт эксплуатации, совершенствование и повышение эксплуатационной надежности ядерного топлива РБМК. Состояние и перспективы» (г. Электросталь, 23-25 апреля 2003 г.). – С. 31-37.
4. Аден В.Г., Петров А.А., Купалов-Ярополк А.И. и др. Повышение эффективности использования топлива в РБМК-1000//Атомная энергия. – 2007. – Т. 103. – Вып. 1. – С. 50-57.
5. Жемчугов В.П. и др. Методическое обеспечение аппаратуры контроля герметичности оболочек (АКГО) твэл РБМК//ВАНТ. Сер.: Техническая физика и автоматизация. – 2005. – Вып. 59. – Ч. 2. – С. 18-25.

Поступила в редакцию 6.05.2008

УДК 621.039.51

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКАЯ И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ВВЭР-1000 ДЛЯ ОБУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА

В.И. Белозеров*, В.В. Сергеев, А.А. Казанцев***,**

А.Н. Поздняков*, М.Ю. Каньшев******

** Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*

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

**** ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск*

***** Калининская АС, г. Удомля*



На базе нестационарного, полностью неравновесного теплогидравлического кода из 6 уравнений и нейтронно-физической модели разработана модель реактора ВВЭР-1000.

Нейтронно-физическая и теплогидравлическая расчетная модель реактора ВВЭР-1000 дает возможность выполнить сравнительный анализ протекания переходных и некоторых аварийных процессов в зависимости как от начального состояния (период кампании, положение стержней регулирования, уровень мощности, предшествующий маневр мощности и т.п.), так и от состава самой активной зоны.

В последнее время многие из функций обучения и поддержания квалификации персонала АС выполняются при помощи компьютерных систем обучения. Совместное моделирование динамики нейтронно-физических и теплогидравлических процессов имеет целью улучшить качественное понимание и количественное представление об их влиянии на безопасность. Представленная учебная модель реактора ВВЭР-1000 дает возможность выполнить сравнительный анализ протекания переходных и некоторых аварийных процессов для широкого набора сценариев.

Разработана часть учебного курса, включающего в себя учебный материал, контрольные вопросы и демонстрационный материал, сопровождающий теоретические разделы курса. В качестве демонстрационного материала разработана модель, обеспечивающая расчеты переходных процессов в части первого контура реактора ВВЭР-1000, ограниченного входными и выходными патрубками 4 пель реактора.

Нейтронно-физические расчеты выполняются в нестационарной точечной постановке. Теплогидравлические расчеты проводятся на базе нестационарного, полностью неравновесного приближения, на основе 6 уравнений сохранения. Дополнительно рассчитывается перенос борной кислоты и неконденсируемого газа.

Для изучения эффектов реактивности и эффектов отравления реактора ВВЭР-1000 была использована следующая точечная модель кинетики реактора, способ-

ная работать во всем диапазоне мощностей, от диапазона источника и до режима полной мощности реактора.

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} N + \sum_{i=1}^I \lambda_i C_i + \frac{S}{\Lambda(1 - \rho)}, \quad (1)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = -\lambda_i C_i + \frac{\beta_i N}{\Lambda}, \quad (2)$$

здесь N – мощность реактора [Вт], которая является результатом делений ядер, происходящих в момент времени t ; t – время [с]; ρ – реактивность, состоящая из следующих двух компонент:

$$\rho = \frac{(k - 1)}{k} = \rho_{prog} + \rho_{fdbk},$$

где $k = k_{prog} + \Delta k_{fdbk}$ – коэффициент размножения; $\rho_{prog} = \left(\frac{k_{prog} - 1}{k_{prog}} \right) \frac{1}{k}$ – «программируемая реактивность» (вводится таблицей реактивности в зависимости от времени), которая моделирует сценарий ввода стержней; $\rho_{fdbk} = \left(\frac{\Delta k_{fdbk}}{k_{prog}} \right) \frac{1}{k}$ – (feedback) реактивность обратных связей по температуре топлива, теплоносителя, борного и пустотного эффектов реактивности; $\beta = \sum_{i=1}^I \beta_i$ – суммарная доля запаздывающих нейтронов; β_i – доля запаздывающих нейтронов для группы i ; Λ – время генерации мгновенных нейтронов [с]; λ_i – постоянная распада ядер-предшественников запаздывающих нейтронов в группе i [1/с]; C_i – мощность [Вт] в группе i запаздывающих нейтронов, пропорциональная концентрации ядер-предшественников; I – число групп запаздывающих нейтронов (6 в расчетах ВВЭР-1000); S – тепловая мощность [Вт] внешнего источника нейтронов в активной зоне подкритического реактора; внешний источник служит для запуска цепной реакции деления.

На энергетических уровнях мощности величина S практически не влияет на поведение реактора, зато важную роль начинают играть эффекты реактивности. Необходимые значения параметров и констант для расчета кинетики реактора ВВЭР-1000 взяты из [1,3] для 6-групповой модели.

Совместно с уравнениями нейтронной кинетики решаются нестационарные пространственные уравнения теплогидравлики. Код разработан на базе конечно-разностной численной схемы SETS и системы уравнений сохранения кода TRAC [2].

Используемая система относится, как принято говорить, к «моделям из шести уравнений», т.к. в основе лежат усредненные нестационарные уравнения для средних по объему ячейки величин, в которых используется двухфазное описание процессов (отдельно рассматриваем газопаровую и жидкую фазы).

ОСНОВНЫЕ ШЕСТЬ УРАВНЕНИЙ СОХРАНЕНИЯ ДЛЯ ТРЕХМЕРНОГО НЕСТАЦИОНАРНОГО ТЕЧЕНИЯ

Уравнение сохранения полной энергии смеси

$$\begin{aligned} & \frac{\partial [(1 - \alpha)\rho_l e_l + \alpha\rho_g e_g]}{\partial \tau} + \nabla \cdot [(1 - \alpha)\rho_l e_l \vec{V}_l + \alpha\rho_g e_g \vec{V}_g] = \\ & = -P\nabla \cdot [(1 - \alpha)\vec{V}_l + \alpha\vec{V}_g] + q_{wl} + q_{wg} + q_{dl} + q_{dg}, \end{aligned} \quad (3)$$

здесь α – объемная доля газовой фазы или истинное объемное паросодержание; индекс g означает газовую смесь как фазу в целом; индекс l означает жидкость

как фазу; ρ_g – плотность газа; ρ_l – плотность жидкости; e – удельная внутренняя энергия; P – давление; \vec{V}_l – вектор скорости жидкости; \vec{V}_g – то же для парогазовой смеси; $q_d = q_{dl} + q_{dg}$ – мощность, поступившая непосредственно в газовую или жидкую среду (без процесса переноса тепла теплопроводностью); $q_w = q_{wl} + q_{wg}$ – удельная, на единицу объема среды скорость теплопередачи от стенки отдельно к жидкости или газу.

Уравнение энергии газа (газовой фазы)

$$\frac{\partial(\alpha\rho_g e_g)}{\partial\tau} + \nabla \cdot (\alpha\rho_g e_g \vec{V}_g) = -P \frac{\partial\alpha}{\partial\tau} - P\nabla \cdot (\alpha\vec{V}_g) + q_{wg} + q_{dg} + q_{ig} + q_{gl} + \Gamma h'_v, \quad (4)$$

здесь индекс v означает «перегретый» или «сухой насыщенный» пар; q_{ig} – межфазный теплоперенос за счет теплоотдачи между фазами; q_{gl} – тепло фазового перехода, за счет скрытой теплоты парообразования; Γ – скорость межфазного массопереноса; h'_v – удельная энтальпия пара в объеме (если пар конденсируется) или удельная энтальпия пара на линии насыщения (если жидкость испаряется).

Уравнение закона сохранения массы жидкой фазы

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\rho_l]}{\partial\tau} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\rho_l \vec{V}_l] = -\Gamma, \quad (5)$$

здесь использовано общепринятое соглашение о знаке скорости межфазного перехода: для уравнения (6) она положительна, а для уравнения (5) – отрицательна.

Уравнение закона сохранения массы газовой фазы (пары воды и неконденсируемый газ)

$$\frac{\partial(\alpha\rho_g)}{\partial\tau} + \nabla \cdot (\alpha\rho_g \vec{V}_g) = \Gamma. \quad (6)$$

Уравнение закона сохранения импульса жидкой фазы

$$\begin{aligned} \frac{\partial\vec{V}_l}{\partial\tau} + \vec{V}_l \cdot \nabla\vec{V}_l = & -\frac{1}{\rho_l} \nabla P + \frac{c_i}{(1-\alpha)\rho_l} (\vec{V}_g - \vec{V}_l) |\vec{V}_g - \vec{V}_l| - \\ & - \frac{\Gamma^-}{(1-\alpha)\rho_l} (\vec{V}_g - \vec{V}_l) - \frac{c_{wl}}{(1-\alpha)\rho_l} \vec{V}_l |\vec{V}_l| + \vec{g}, \end{aligned} \quad (7)$$

здесь Γ^- – минимум между Γ и 0; c_i – межфазный коэффициент трения; c_{wl} – коэффициент трения о стенку (индекс l означает трение для жидкой фазы); \vec{g} – вектор силы тяжести.

Уравнение закона сохранения импульса газовой фазы

$$\begin{aligned} \frac{\partial\vec{V}_g}{\partial\tau} + \vec{V}_g \cdot \nabla\vec{V}_g = & -\frac{1}{\rho_g} \nabla P + \frac{c_i}{\alpha\rho_g} (\vec{V}_g - \vec{V}_l) |\vec{V}_g - \vec{V}_l| - \\ & - \frac{\Gamma^+}{\alpha\rho_g} (\vec{V}_g - \vec{V}_l) - \frac{c_{wg}}{\alpha\rho_g} \vec{V}_g |\vec{V}_g| + \vec{g}, \end{aligned} \quad (8)$$

здесь Γ^+ – максимум между Γ и 0; c_{wg} – коэффициент трения о стенку парогазовой фазы (индекс g).

Система из шести уравнений (3)–(8) имеет шесть независимых переменных: давление (P), истинное объемное паросодержание (α), температуры газовой и паровой фаз (T_g, T_l), и скорости фаз (\vec{V}_g, \vec{V}_l).

Простое уравнение сохранения неконденсируемого газа, точнее смеси неконденсируемых газов, таких как воздух или гелий, может моделироваться кодом при задании ключа расчета. Принимается допущение, что все компоненты газовой смеси имеют одинаковую температуру и движутся с той же скоростью, что и пар

(в условиях механического и теплового равновесия). При принятых допущениях одного уравнения сохранения достаточно, чтобы описать динамику смеси с неконденсирующимся газом.

Уравнение сохранения полной массы парогазожидкостной смеси

$$\frac{\partial[(1-\alpha)\rho_l + \alpha\rho_g]}{\partial\tau} + \nabla \cdot [(1-\alpha)\rho_l\vec{V}_l + \alpha\rho_g\vec{V}_g] = 0. \quad (9)$$

Закон сохранения массы неконденсируемого газа

$$\frac{\partial(\alpha\rho_a)}{\partial\tau} + \nabla \cdot (\alpha\rho_a\vec{V}_g) = 0. \quad (10)$$

При описании парогазовой смеси принимается, что полная плотность газовой смеси и энергия являются суммой соответствующих компонент: водяного пара (v) и неконденсируемого газа (a)

$$\rho_g = \rho_v + \rho_a, \quad (11)$$

где ρ_v – плотность пара; ρ_a – плотность неконденсируемого газа;

$$\rho_g e_g = \rho_v e_v + \rho_a e_a. \quad (12)$$

Предполагается, что справедлив закон Дальтона для смесей газов, поэтому

$$P = P_v + P_a, \quad (13)$$

где P_v – парциальное давление пара, а величина P_a (давление неконденсируемого газа) фактически задает состав смеси.

Наличие растворимой примеси (борная кислота) в коде учитывается введением дополнительного уравнения закона сохранения массы растворимой примеси, движущейся с потоком жидкой фазы и не влияющей на ее гидродинамику.

Уравнение сохранения растворимой примеси

$$\frac{\partial[(1-\alpha)m\rho_l]}{\partial\tau} + \nabla \cdot [(1-\alpha)m\rho_l\vec{V}_l] = 0, \quad (14)$$

здесь m – величина концентрации примеси (масса примеси/на массу воды) в жидкой фазе.

Если мы предполагаем, что примесью является ортоборная кислота (orthoboric acid), то примесь не влияет на гидродинамику. Тем не менее, большое количество растворенной в воде или покрывающей металлические части контура в активной зоне примеси может влиять на гидродинамику косвенно, через обратную связь по реактивности, влияя на нейтронный поток. Отклик системы зависит от коэффициентов реактивности, задаваемых пользователем кода. Величины обратных связей (коэффициенты реактивности) зависят от массовой концентрации бора и задаются таблицей от времени в файле исходных данных.

Перенос тепла в активной зоне для композитного твэла, включающего в себя топливную таблетку с центральным отверстием, газовый зазор и циркониевую оболочку рассчитывается нестационарным уравнением теплопроводности

$$\frac{\partial(\rho_w C_p T)}{\partial t} = \nabla \cdot (\lambda_w \nabla T) + q_v, \quad (15)$$

где T – температура [K]; C_p – удельная изобарная теплоемкость; ρ_w – плотность материала стенки; λ_w – коэффициент теплопроводности материала стенки; q_v – удельное энерговыделение на единицу объема в единицу времени.

Граничными условиями являются условие симметрии в центре твэла и условие конвективного теплообмена на наружной поверхности. При этом коэффициенты теплоотдачи, трения и другие замыкающие соотношения рассчитываются на ос-

нове карты режимов двухфазного течения, аналогичной карте кода TRAC [2].

Для задания теплофизических свойств в твэлах используются таблицы зависимостей плотности, удельной теплоемкости и теплопроводности от температур для каждого материала (двуокись урана, газовая смесь, циркониевая оболочка).

Для газового зазора используется модель, учитывающая радиационный перенос тепла между топливом и оболочкой.

Данная динамическая нейтронно-физическая и теплогидравлическая постановка задачи позволяет учитывать влияние большинства важных для анализа безопасности явлений:

- 1) остаточное тепловыделение после сброса аварийной защиты;
- 2) аккумулированное тепло в топливе и твэлах на момент остановки;
- 3) для широкого круга сценариев задаются в табличной форме (в зависимости от времени моделирования): температуры каждой фазы, скорости фаз, объемное паросодержание, концентрация борной кислоты, концентрация газа в парогазовой смеси, давление общее и парциальное давление неконденсируемой компоненты (водород, воздух, гелий);
- 4) работа регулятора, в частности, использовался регулятор мощности;
- 5) для расчета аварийных ситуаций при потере герметичности первого контура в модели по ключу вводится ограничение для скорости потока, которая должна быть ниже местной скорости звука;
- 7) рассчитываются коэффициенты трения и коэффициенты теплоотдачи при фазовых переходах во всем диапазоне паросодержаний, для всей карты режимов двухфазных течений.

При расчете переноса одно- или двухфазной среды и борной кислоты по первому контуру и внутри корпуса реактора получаются близкие к экспериментальным задержки времени переноса растворенной примеси по контуру.

На основе представленной математической модели разработана нодализационная схема части первого контура реактора ВВЭР-1000.

При разработке модели для достижения поставленных целей курса была сделана попытка охватить следующие характерные режимы работы:

- работа на полной и постоянной мощности;
- пуск реактора;
- останов реактора;
- переход с уровня на уровень мощности;
- управление состоянием реактора при помощи органов регулирования (ОР) СУЗ и изменением концентрации бора;
- изменение расхода теплоносителя (отключение насосов);
- изменение концентрации бора (изменение концентрации в подающих патрубках).

Были выполнены расчеты для нескольких переходных процессов с целью проверки модели динамики реактора с обратными связями. На рис. 1, 2 представлены графики переходных процессов для демонстрации пустотного эффекта реактивности и на рис. 3 – для влияния борного эффекта реактивности. Начальная концентрация борной кислоты во всех расчетах была равна 4 г кислоты на 1 кг воды.

Для демонстрации пустотного эффекта реактивности необходимо получить пар в активной зоне, задавая сценарий аварии с потерей циркуляции теплоносителя. В сценарии расчета последовательно, с интервалом 1000 с, были отключены два из 4 насосов первого контура. На рис. 1. видно, что наличие пустотного эффекта реактивности приводит к росту мощности реактора при появлении пара в реакторе. В данном расчете, вследствие принятой постановки задачи, не использовалась логика работы органов СУЗ, кроме того, остальные эффекты реактивности (темпе-

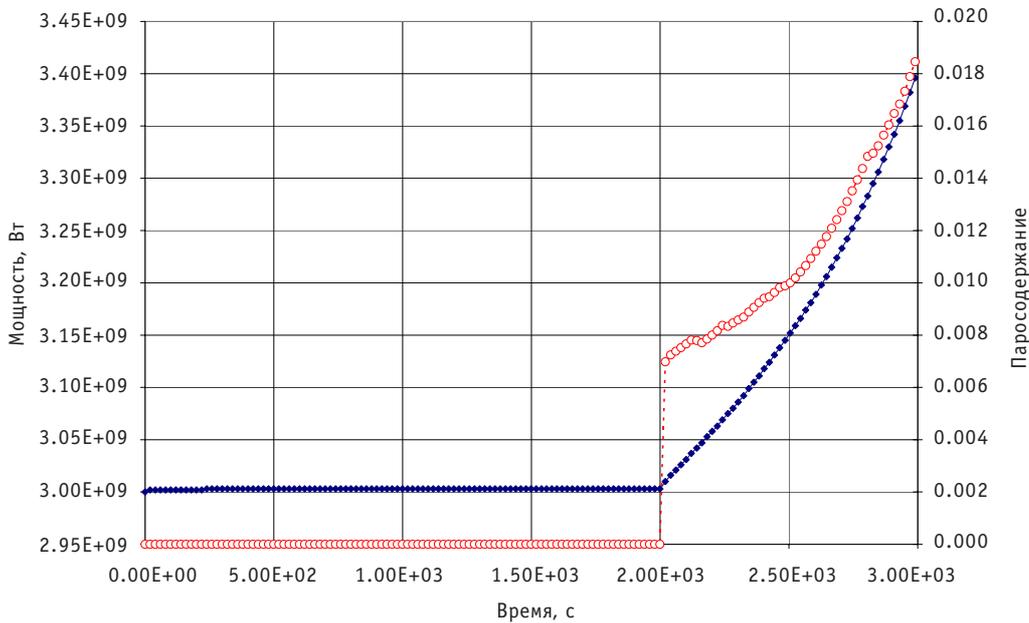


Рис. 1. Остановка 2 насосов и демонстрация пустотного эффекта реактивности в нейтронно-физической и теплогидравлической модели: ◆ – тепловая мощность; ○ – объемное паросодержание выходное

ратурный, мощностной и борный) были отключены в модели.

Как видно из рис. 1, появление пара в реакторе происходит после отключения двух насосов. Это приводит к росту тепловой мощности и, в свою очередь, к увеличению объемного паросодержания как в активной зоне, так и на выходе из реактора.

На рис. 2 представлена температура (в системе СИ в К): в центре топлива, на периферии таблетки и средняя температура теплоносителя на выходе из реакто-

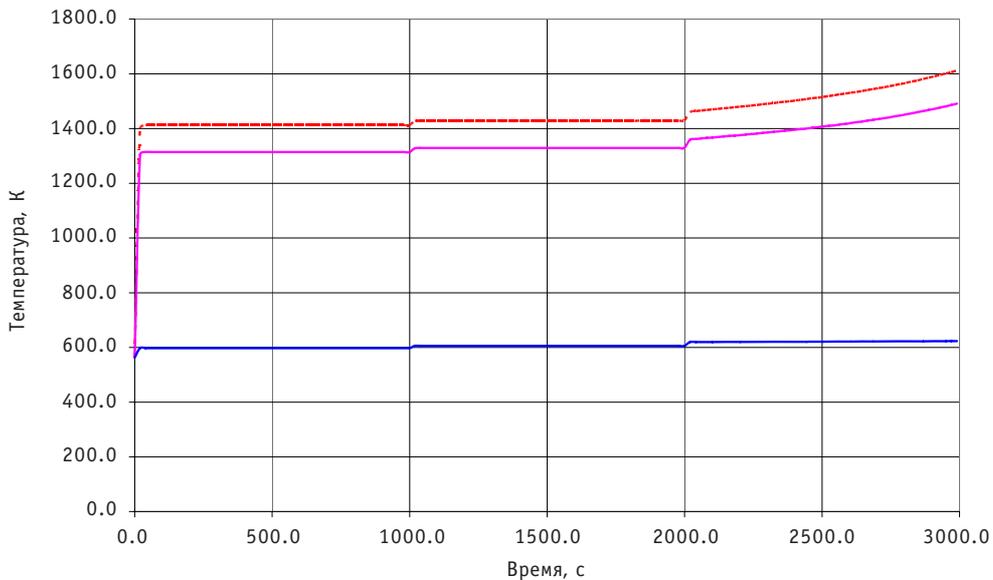


Рис. 2. Остановка 2 насосов и демонстрация пустотного эффекта реактивности в нейтронно-физической и теплогидравлической модели: - - - - максимальная температура; — — — температура топлива; — — — температура теплоносителя на выходе

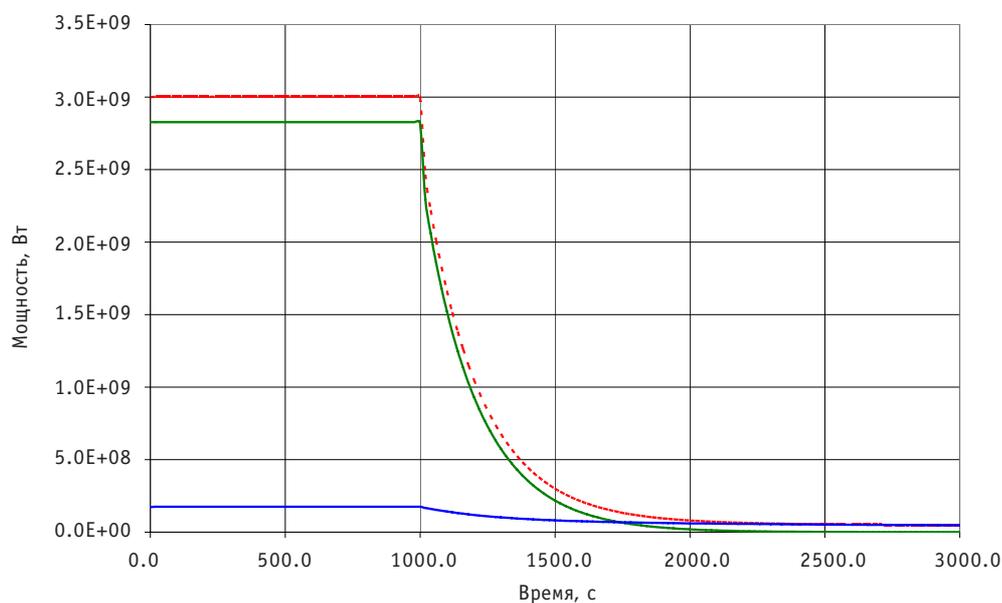


Рис. 3. Полная мощность и остаточное тепловыделение при остановке 2 насосов и реактора:
 - - - тепловая мощность; — нейтронная компонента; — остаточное тепловыделение

ра. Рост температуры топлива вызван, прежде всего, пустотным эффектом реактивности, т.е. происходит за счет роста мощности. Температура теплоносителя на выходе является балансовой – на нее не влияет рост при пузырьрьковом кипении коэффициентов теплоотдачи.

В данной точечной модели все коэффициенты реактивности, включая пустотный, температурный, мощностной и борный являются внешними исходными данными и выбираются на основе опыта эксплуатации реакторов ВВЭР. Пустотный коэффициент реактивности изменяет знак, но для номинального режима с учетом отравления он положителен [3. С. 72–73; табл. 2.2]. Знак пустотного коэффициента реактивности зависит от изменения отношения числа делений к числу поглощений, которое увеличивается при ужесточении спектра нейтронов в реакторе, когда вскипает теплоноситель в активной зоне. Остальные коэффициенты реактивности отрицательные.

Для демонстрации борного эффекта реактивности необходимо ступенчато увеличить концентрацию борной кислоты, поступающей через все 4 входные патрубка. Для этого концентрация борной кислоты ступенчато возрастала с 4 до 5 г кислоты на 1 кг воды, начиная с 1000 с. Моделируется авария с внезапным впрыском поглотителя в активную зону при сохранении циркуляции теплоносителя. Все насосы первого контура работают с номинальными параметрами. На рис. 3 видно, что в модели реактора полная тепловая мощность состоит из двух компонент – нейтронной компоненты и остаточного тепловыделения. Нейтронная компонента рассчитывается по описанной выше нейтронно-физической модели.

При скачке концентрации борной кислоты (движение стержней не моделировалось) происходит остановка цепной реакции деления и переход на остаточное тепловыделение.

Кривая остаточного тепловыделения рассчитывается по известной формуле Вигнер-Вэй.

Для демонстрации борного эффекта реактивности был введен избыточный запас реактивности, соответствующий началу кампании. Оказалось необходимым

включить температурный и мощностной (отрицательные) эффекты реактивности, т.к. без них мощность реактора в начале моделирования режима непрерывно возрастала и уходила за уставку срабатывания аварийной защиты. После этого режим полной мощности удалось получить, не выходя из рамок допустимых величин параметров.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработано учебно-методическое обеспечение, состоящее из теоретической части, демонстрационной части и контрольных вопросов. В статье представлен материал, касающийся демонстрационной части курса, а именно, модели реактора ВВЭР-1000, разработанной с целью изучения динамики реактора и протекающих теплофизических процессов. В модели используется 3D-нестационарная теплогидравлическая модель части первого контура реактора ВВЭР-1000, ограниченная входными и выходными патрубками, и точечная нейтронно-физическая модель реактора с заданными профилями неравномерности тепловыделения по высоте и радиусу реактора. Модель выполнена с учетом всех важных для расчета динамики физических процессов. Работа предназначена для использования в учебном процессе на УТП Калининской АС.

Авторы выражают признательность Ю.В. Волкову за ряд полезных замечаний, высказанных при обсуждении статьи.

Литература

1. *Афров А.М., Андрушечко С.А., Украинцев В.Ф. и др.* ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. – М.: Университетская книга, Логос, 2006. – 488 с.
2. TRAC-PD2. An advanced best-estimated computer program for pressurized water reactor loss-of-coolant accident analysis. NUREG/CR-2054, 1981.
3. *Овчинников Ф.Я., Семенов В.В.* Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 359 с.

Поступила в редакцию 3.03.2008

ВНУТРИТВЭЛЬНАЯ КОРРОЗИЯ ОБОЛОЧЕК ИЗ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Е.А. Кинёв

ФГУП Институт реакторных материалов, г. Заречный



Обобщены результаты металлографических исследований внутритвэльной коррозии оболочек твэлов быстрого реактора. Проведена идентификация типов коррозии сталей, использованных для изготовления оболочек. Построены зависимости глубины коррозионных повреждений от эксплуатационных параметров.

ВВЕДЕНИЕ

Для изготовления оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах применяются нержавеющие стали с повышенной жаропрочностью. В России наиболее широкое распространение получили стали аустенитного класса типа 16Cr-15Ni. Перспективным материалом оболочек твэлов также признаны стали ферритно-мартенситного класса с содержанием хрома 12–13% [1].

Оболочки работают в сложных эксплуатационных условиях. Их работоспособность в значительной степени определяется уровнем внутритвэльной коррозии, возникающей вследствие физико-химического взаимодействия материалов топлива и оболочки (ФХВТО). В обзоре обобщены результаты металлографических исследований внутритвэльной коррозии оболочек, изготовленных из сталей аустенитного и ферритно-мартенситного классов.

МАТЕРИАЛ ИССЛЕДОВАНИЯ

Материалом исследования являлись оболочки твэлов, изготовленные из сталей 08X16H15M3B (аустенизированное состояние), 08X16H15M3B в холоднодеформированном (х.д.) состоянии, 06X16H15M3BP (х.д.), 06X16H15M2Г2ТФР (х.д.), 12X13MБФР.

Условия эксплуатации оболочек следующие:

- длительные сроки облучения, достигающие двух лет;
- значительные повреждающие дозы (выше 40 сна);
- температура облучения в диапазоне от 400 до 650°C;
- агрессивная внутритвэльная среда, характеризующаяся наличием коррозионно-активных продуктов деления топлива;
 - высокое давление внутритвэльной атмосферы (при нормальных условиях превышает 10 атм);
 - наличие термомеханических нагрузок со стороны сердечника и окружающих твэлов.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ**ФХВТО в твэлах с оболочками из стали 08X16H15M3Б**

Послереакторные исследования твэлов с оболочками из стали 08X16H15M3Б в аустенизированном состоянии показали низкую стойкость данного материала к внутритвэльной межкристаллитной коррозии (МКК), развивающейся на фоне высокого радиационного распухания при температурах эксплуатации выше 450°C. Глубина МКК со стороны внутренней поверхности составляла 30–50% от толщины оболочек твэлов. На участках, ослабленных интенсивным развитием МКК, возникали глубокие и сквозные трещины, приводящие к разгерметизации твэлов при дозах менее 40 сна (рис.1а).

Эффективным способом подавления распухания и внутритвэльной коррозии оболочек, изготовленных из сталей аустенитного класса, оказалось создание в готовых трубных заготовках предварительной холодной деформации на уровне 20% [2]. Состояние внутренней поверхности оболочки из холоднодеформированной стали при температуре облучения, близкой к максимальной, демонстрирует рис. 1б. В этом случае видны лишь признаки МКК в виде повышенной травимости границ зерен в поверхностном слое. В интервале средних эксплуатационных температур (500–550°C) при повреждающих дозах, достигавших 60 сна, ФХВТО в оболочках из данного материала проявлялось наличием МКК и развитием отдельных межкристаллитных трещин на глубину не более 1/10 толщины оболочки. Ресурс оболочек в х.д. состоянии ограничивался лишь недостаточной стойкостью к распуханию.

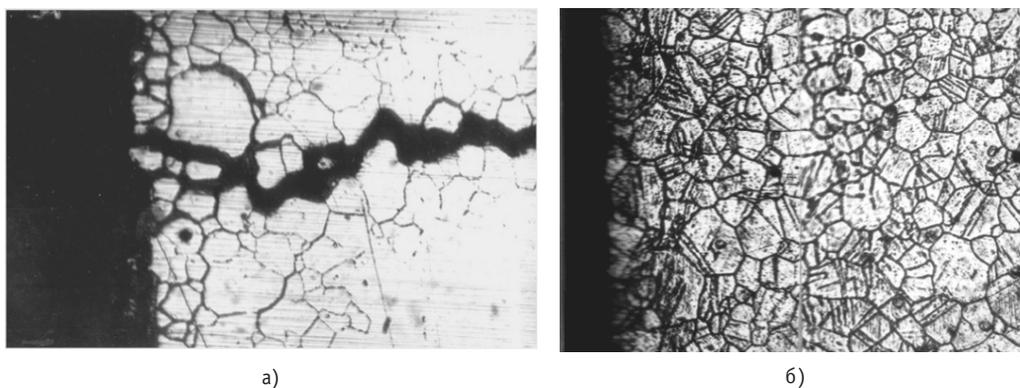


Рис. 1. Характер ФХВТО в оболочках из материала 08X16H15M3Б: а – аустенизированное состояние ($T_{обл.} \sim 520$ °C, $D \sim 35$ сна); б – х.д. состояние ($T_{обл.} \sim 600$ °C, $D \sim 39$ сна)

ФХВТО в оболочках из стали 08X16H15M3БР (х.д.) и 06X16H15M2Г2ТФР (х.д.)

Стали с повышенной стойкостью к радиационному распуханию 08X16H15M3БР (х.д.) и 06X16H15M2Г2ТФР (х.д.) эксплуатируются в качестве оболочек твэлов до повреждающих доз 80–90 сна.

Принципиальных различий по характеру внутритвэльной коррозии в сталях данных марок не установлено. Типичное состояние внутренней поверхности оболочек твэлов на основе двуокиси урана показано на рис. 2.

Внутритвэльная коррозия в твэлах данного типа идентифицирована по трем основным механизмам: коррозионное растрескивание под напряжением (КР), МКК и фронтальная матричная (ФК) коррозия. Типичной является комбинация двух или всех перечисленных типов коррозии. Смешанный характер коррозии преобладе-

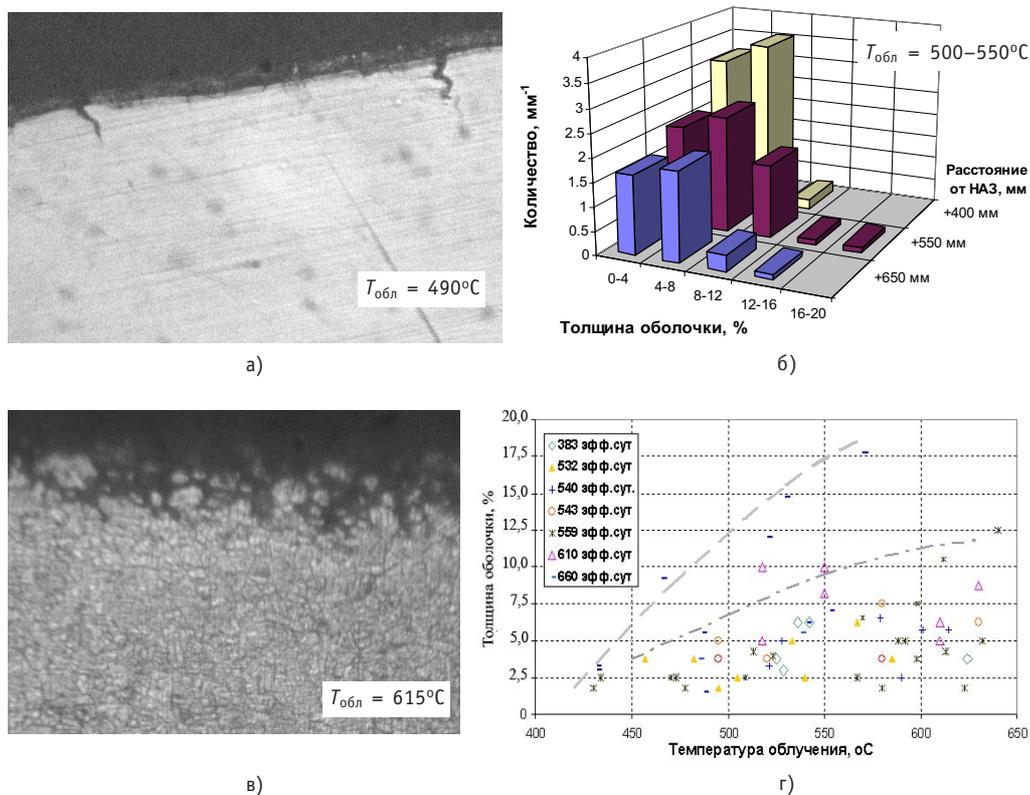


Рис. 2. Влияние облучения на форму и глубину развития ФХВТО: а, б – КР; в, г – смешанная коррозия (механизм МКК+ФК)

ет в оболочках твэлов с повышенным ресурсом эксплуатации.

Дифференцированный анализ форм проявления ФХВТО показал, что на участках оболочек, соответствующим зонам максимального энерговыделения твэлов, наиболее ярко проявляется коррозия по типу КР (рис. 2а). Развитие КР по периметру оболочек происходит неравномерно. Типичный характер распределения микротрещин по размерам в отдельных сечениях активной части твэлов с максимальной повреждающей дозой ~ 75 сна иллюстрирует рис. 2б. Подавляющее число микротрещин внутренней поверхности не превышает $1/10$ толщины оболочек при плотности распределения по периметру $2-4 \text{ мм}^{-1}$. Значительно реже, в сечениях максимального распухания сталей, регистрируются единичные микротрещины на глубину не более $1/6$ толщины (частота обнаружения менее $0,5 \text{ мм}^{-1}$).

Теплофизические условия существования растрескивания оболочек следующие: повреждающие дозы выше 60 сна, температурный интервал от 450 до 550°C . В области более высоких температур облучения КР оболочек отсутствует. Увеличение срока эксплуатации отрицательно влияет на коррозионное состояние оболочек, глубина и интенсивность КР возрастают. При повреждающих дозах 90 сна средний размер микротрещин составляет $\sim 1/8$ толщины оболочек с частотой их обнаружения на внутренней поверхности около 3 мм^{-1} ; предельная глубина локальных микротрещин достигает $1/5$ толщины.

Смешанная коррозия по типам ФК и МКК оболочек твэлов с сердечником из диоксида урана в условиях роста температуры и повреждающей дозы носит принципиально отличный от КР характер (рис. 2в). Отчетливой прямо пропорциональной зависимости между развитием коррозии и дозы не наблюдается. Определяю-

щим фактором глубины коррозионных повреждений является температура внутренней поверхности оболочки (рис. 2г). При температуре облучения ниже 450°C коррозионные повреждения оболочек незначительны и проявляются в форме мелких дефектов. С ростом температуры ФК и МКК оболочек усиливаются и проникают на 1/8 толщины оболочки при 570–620°C (рис. 2г). При максимальных сроках эксплуатации глубина внутритвэльной коррозии возрастает до 1/6 толщины в области средних температур.

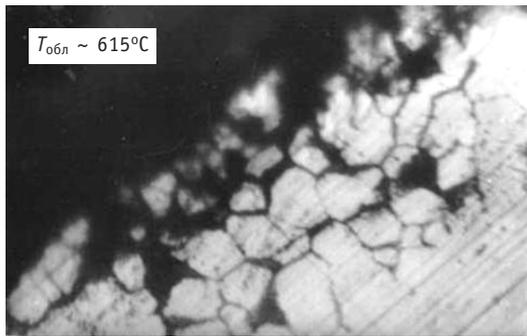
Дозная зависимость смешанной коррозии имеет сложный характер. При максимальных дозах 70–90 сна и температурах облучения 480–530°C глубина коррозии

обычно не превышает 1/10 толщины оболочек. Часто межкристаллитная составляющая коррозии отсутствует и на фоне локальных микротрещин КР наблюдается ФК минимальной глубины (рис. 2а). На участках максимума внутритвэльной коррозии смешанного типа в области высоких температур повреждающие дозы уменьшаются. Тем не менее, общая тенденция усиления ФХВТО (тип МКК+ФК) с ростом повреждающих доз в температурном интервале своего существования сохраняется.

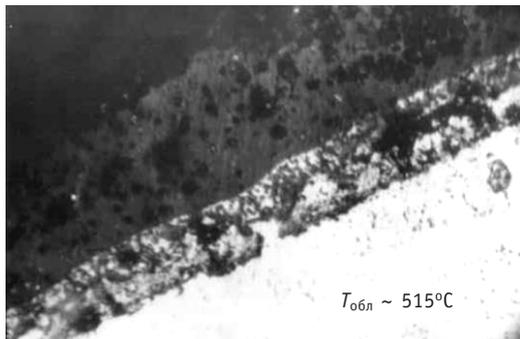
Определяющим типом ФХВТО в твэлах на основе МОКС-топлива является МКК стали. Фактов КР оболочек не установлено до максимальных повреждающих доз ~ 80 сна.

Кинетику развития коррозии оболочек определяет температура. Ниже 450 °С коррозия не актуальна. Рост температуры облучения провоцирует развитие МКК. В области температур 600–650°C глубина повреждения материала оболочек с максимальным ресурсом эксплуатации достигает 1/6 толщины (рис. 3а, в). При максимальных повреждающих дозах на уровне 80 сна и температурах 480–530°C глубина ФХВТО не превышает 1/20 толщины оболочек.

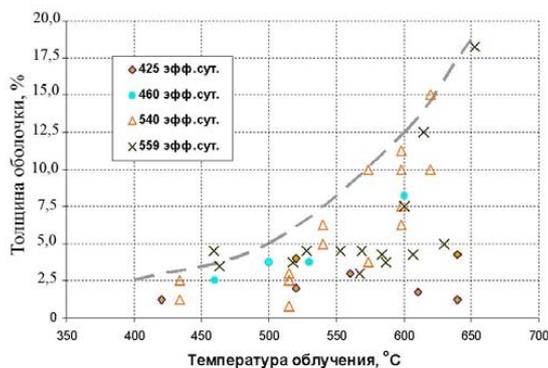
Немонотонный рост глубины коррозии в интервале температур 500–550°C отчасти обусловлен экранирующим действием топливного переcondensата, осаждающегося на внутренней поверхности металла (рис. 3б), и малой величиной остаточного зазора между сердечником и оболочкой.



а)



б)



в)

Рис. 3. Влияние облучения на ФХВТО в твэлах с МОКС-топливом: а; б – состояние внутренней поверхности; в – температурная зависимость глубины коррозии

При максимальных эксплуатационных температурах зависимость глубины коррозии оболочек от времени облучения близка к линейной (рис. 3в).

ФХВТО в оболочках из стали 12Х13МБФР

Доминирующий вид взаимодействия оболочек, изготовленных из ферритно-мартенситной стали, с диоксидом урана в условиях быстрого реактора – язвенная коррозия металла. По природе развития такая коррозия относится к избирательной коррозии, коррозии по карбидосодержащей сорбитной составляющей. Области феррита остаются практически неповрежденными в окружении продуктов коррозии. Процесс коррозии протекает исключительно по зернам сорбита, что приводит к островной эрозии металла и образованию язв, заполненных продуктами взаимодействия и топливной композицией (рис. 4а, б).

Коррозия развивается крайне неравномерно как по периметру, так и в аксиальном направлении оболочек. Температурная зависимость ФХВТО в стали 12Х13МБФР имеет три характерных участка (рис. 4в). В той или иной степени язвенная коррозия стали наблюдается в температурных диапазонах 380–460 и 520–570°C, а в области средних температур (470–510°C) и максимальных доз ее развитие менее вероятно. Увеличение выгорания топлива (повреждающих доз) сопровождается ростом глубины и площади очагов коррозии, но четкого представления о кинетике процесса в настоящее время не разработано.

Долю внутренней поверхности оболочек, пораженных язвами, демонстрирует рис. 4г.

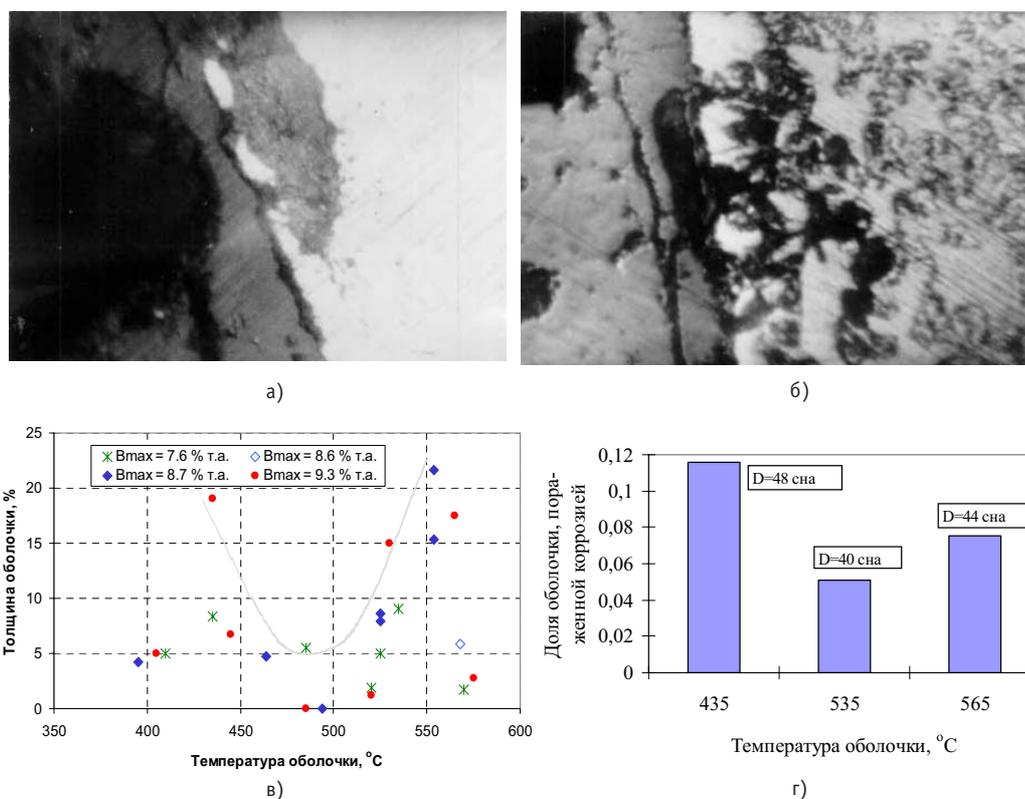


Рис. 4. Влияние облучения на ФХВТО в твэлах с оболочками из стали 12Х13МБФР: а, б – состояние внутренней поверхности ($T_{обл.} = 535^\circ\text{C}$, $D = 40$ сна); в, г – зависимость от параметров облучения

Максимальная глубина язв составляет 1/5 толщины оболочек. Диаметр язвенных очагов коррозии стали достигает нескольких сотен микрометров. Наиболее типичными местами образования очагов коррозии являются участки контакта топливного сердечника с оболочкой, а также устья крупных радиальных трещин в топливе.

Особенности матричного ФХВТО

Классический вид матричного ФХВТО по типу ФК в оболочках из аустенитных сталей представляет сплошную неизбирательную коррозию металла и легко идентифицируется визуально и по снижению микротвердости в слое взаимодействия (рис. 5а). В этом случае «живое» сечение металла уменьшается как и в случае МКК.

При исследовании ФХВТО встречается специфический вид матричного взаимодействия. В этом случае при химическом выявлении структуры металла с внутренней стороны оболочек идентифицируется слой матричного взаимодействия повышенной или пониженной травимости (рис. 5б). После полировки эта зона находится в нормальном состоянии, без признаков объемного разрушения и утонения металла. Прирост микротвердости в слое аномальной травимости достигает 100–200% относительно матрицы металла (удаленных от поверхности слоев оболочки) (рис. 5в, г). В той или иной степени данный тип ФХВТО встречается во всех исследованных твэлах.

Предполагается, что специфический тип матричного ФХВТО является следствием диффузионного легирования внутренней поверхности оболочки технологичес-

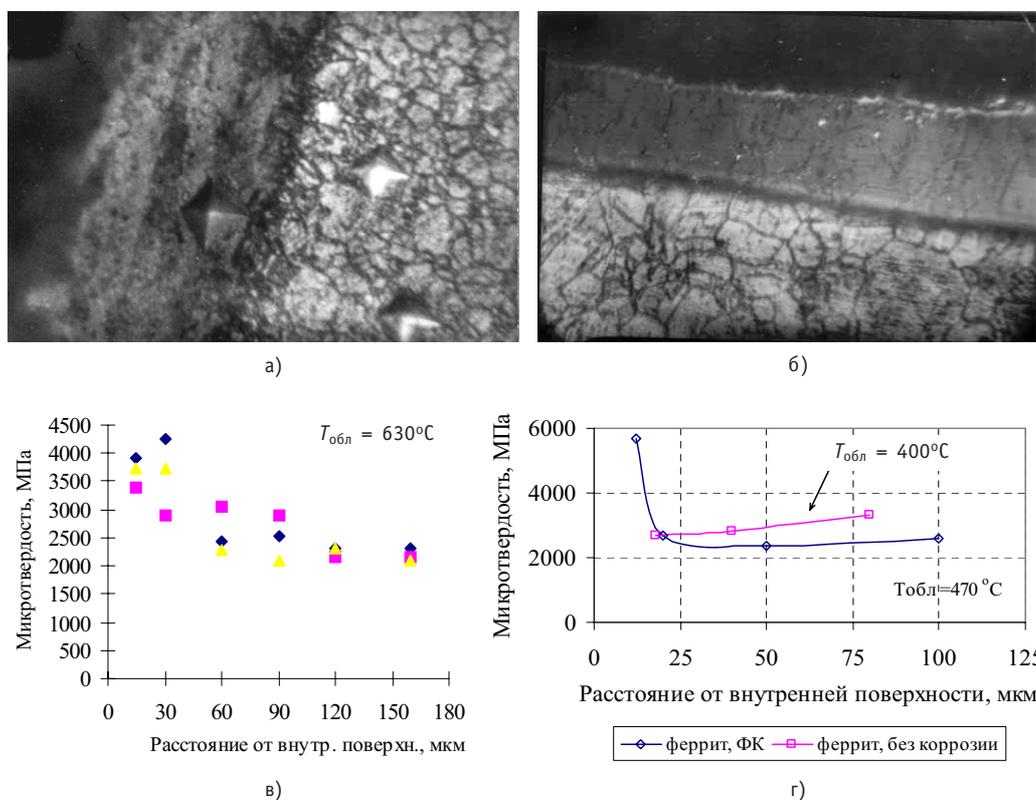


Рис. 5. Матричный характер ФХВТО в аустенитной (а–в) и ферритно-мартенситной (г) сталях: а – ФК; б – диффузионное легирование; в, г – характер изменения микротвердости в слое диффузионного легирования

кими примесями и продуктами деления топлива. До последнего времени целенаправленного исследования механизма образования и влияния условий облучения на поведение зон диффузионного легирования в оболочках твэлов не проводилось. Как правило, формирование зон аномальной травимости носит случайный характер. Максимальная глубина взаимодействия ограничена глубиной не более 1/8 толщины оболочек. В интервале средних температур облучения (520–580°C) эффект диффузионного легирования оболочек менее вероятен, т.к. преобладают механизмы КР и МКК.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В процессе послереакторных исследований твэлов быстрого реактора получен значительный объем данных относительно внутритвэльной коррозии оболочек, изготовленных из различных сталей. Наиболее подробно изучены стали аустенитного класса типа 16Cr–15Ni. Показано, что в холоднодеформированном состоянии эти стали проявляют более высокую устойчивость против внутритвэльной коррозии, чем в аустенизированном состоянии. Ферритно-мартенситная сталь 12X13МБФР в качестве материала оболочек твэлов реактора на быстрых нейтронах исследована менее детально. При этом установлены существенные различия проявления ФХВТО, выраженного в форме внутритвэльной коррозии металла, в сравнении с твэлами на основе аустенитных материалов.

Анализ результатов исследований показывает, что среди контролируемых эксплуатационных параметров температура облучения конструкционного материала наиболее сильно влияет на степень развития ФХВТО. Влияние повреждающей дозы на внутреннюю коррозию оболочек твэлов быстрого реактора выражено менее ярко.

Применительно к сталям типа 16Cr–15Ni в х.д. состоянии обнаружено существенное влияние материала тепловыделяющей композиции на характер развития ФХВТО.

Общей чертой развития ФХВТО в оболочках твэлов, изготовленных из разных материалов, является пространственное разграничение в реакторных условиях зон максимальных повреждающих доз и максимальных коррозионных повреждений.

Литература

1. Ватулин А.В., Целищев А.В. Конструкционные стали для активной зоны реакторов на быстрых нейтронах // *Металловедение и термообработка металлов*. – 2004. – № 11. – С. 13-18.
2. Бибилашвили Ю.К., Решетников Ф.Г., Митрофанова Н.М. и др. Исследование структуры и определение допустимых температурно-временных режимов, обеспечивающих сохранение исходного холоднодеформированного состояния оболочечных труб из стали ЧС-68 реакторов БН/Сб. докл. VI Российской конференции по реакторному материаловедению (г. Димитровград, 11-15 сентября 2000 г.). – Димитровград, 2001. – Т.3. – Ч.1. – С. 313-321.

Поступила в редакцию 12.12.2007



**7 июня 2008 г. исполнилось
70 лет видному представителю
Российской ядерной школы,
доктору технических наук,
профессору
Виктору Михайловичу Мурогову**

В 1961 г. В.М. Мурогов окончил Московский инженерно-физический институт, получив диплом «инженер-физик» по специальности «Расчет и конструирование энергетических установок».

Вся его последующая трудовая и научная деятельность была самым тесным образом связана с развитием отечественной ядерной отрасли и отстаиванием ее интересов в международных организациях.

С 1961 по 1992 гг. работал в Физико-энергетическом институте (ФЭИ) в г. Обнинске в должностях младшего научного сотрудника, старшего научного сотрудника, начальника отдела и ученого секретаря института. В 1967 г. защитил кандидатскую диссертацию, а в 1989 – докторскую по специальности «Ядерная энергетика». Получил звания «старший научный сотрудник», «доцент» и «профессор». В 1992 г. избран коллективом ФЭИ и назначен Министром РФ по атомной энергии директором ФЭИ, а затем директором Государственного научного центра ФЭИ.

С 1996 г. направлен в качестве представителя России на пост заместителя Генерального директора Международного агентства по атомной энергии ООН (МАГАТЭ), Австрия, г. Вена. Одновременно, с января 1996 по сентябрь 2003 гг. являлся руководителем Департамента по ядерной энергии МАГАТЭ и главным менеджером Программы № 1 МАГАТЭ «Ядерная энергетика, топливный цикл и ядерная наука»; с 2000 г. – руководителем Международного проекта «ИНПРО», созданного в МАГАТЭ по инициативе Президента РФ.

После возвращения из командировки В.М. Мурогов сосредоточился на преподавательской работе в качестве профессора Обнинского технического университета атомной энергетики (ИАТЭ). С 2005 года вошел в состав ГАК ИМО МИФИ. Член редколлегии журнала «Известия вузов. Ядерная энергетика», один из организаторов и исполнительный директор Российской ассоциации ядерной науки и образования (РАЯНО).

В 2008 г. возглавил созданный при МИФИ Международный центр ядерного образования (МЦЯО).

В.М. Мурогов – автор и соавтор более 350 научных работ (в т.ч. 170 статей в научных журналах, более 100 докладов на конференциях, 29 авторских свидетельств на изобретения, 62 зарубежных патентов, 9 книг и учебных пособий по научно-техническим вопросам развития ядерной энергетики).

**Поздравляем Мурогова Виктора Михайловича с замечательным юбилеем!
Желаем научного долголетия, крепкого здоровья, дальнейших творческих
успехов.**

**20 марта 2008 г. исполнилось
70 лет заместителю генерального
директора ГНЦ РФ-ФЭИ,
доктору технических наук,
профессору
Владимиру Михайловичу
Поплавскому**



В.М. Поплавский работает в институте с 1960 г. после окончания Томского политехнического института. За этот период он защитил кандидатскую (1969 г.) и докторскую (1984 г.) диссертации и вырос в крупного ученого, пройдя путь от инженера до заместителя генерального директора ГНЦ РФ-ФЭИ. Его научная и научно-организационная деятельность связаны с разработкой технологии и обоснованием безопасности АЭС с реактором на быстрых нейтронах. Одним из направлений начального этапа научной деятельности В.М. Поплавского было выполнение впервые в России экспериментальных и расчетных исследований по изучению аварийных процессов в парогенераторах натрий-вода и разработке рекомендаций по созданию систем аварийной защиты этого оборудования; разработки внедрены в проекты установок БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800 и полностью подтверждены успешным опытом эксплуатации.

В последние десятилетия научные и производственные интересы В.М. Поплавского связаны с широким комплексом исследований по физике, теплофизике, технологии жидкометаллических теплоносителей, материаловедению и другим проблемам обоснования надежности и безопасности быстрых реакторов, а также стратегии широкомасштабного внедрения этих реакторов в энергетику России.

Большой вклад он внес в международное сотрудничество, в том числе и в разработку китайского экспериментального реактора CEFR.

В.М. Поплавский – один из активных инициаторов возрождения интереса научной общественности и органов власти к быстрым реакторам, участвует в настоящее время в разработке стратегии развития атомной энергетики страны.

По результатам исследований опубликовано более 300 работ (в том числе три монографии, 15 авторских свидетельств на изобретение, докладов на совещаниях, конференциях и симпозиумах и научных статьях).

Большое внимание В.М. Поплавский уделяет подготовке кадров в отрасли. С 1972 г. он занимается научно-педагогической деятельностью и в настоящее время является профессором кафедры оборудования и эксплуатации АЭС ОИАТЭ.

В.М. Поплавского характеризует работоспособность, целеустремленность и настойчивость в научной и производственной деятельности, умение учитывать и обобщать мнение подчиненных, умение находить взаимоприемлемые решения с партнерами из других предприятий отрасли.

В.М. Поплавский – заслуженный деятель науки Российской Федерации (1994 г.), лауреат «Премии Дружбы» Китайской Народной Республики (1999 г.), имеет «Орден Дружбы» (2000 г.) и другие государственные и ведомственные награды.

Уважаемый Владимир Михайлович! Поздравляем Вас с юбилеем и желаем крепкого здоровья и дальнейших творческих успехов.

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. Yademaya 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. Yademaya 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. Yademaya 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. Yademaya 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.

УДК 621.039.58

The Automated Ultrasonic Device of Removal of Residual Pressure in Welded connections of the atomic power station \A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.I. Romantsov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 7 pages, 7 illustrations. – References – 9 titles.

The method of removal residual pressure is submitted by influence of ultrasound a wave on welded connection during welding. Advantage of the submitted method before traditional methods is shown. The description of the automated ultrasonic device of removal of the residual pressure moving synchronously with the welding automatic device is given.

УДК 539: 551.508

Correction of Data on Radionuclide Contents in the Atmospheric Boundary Layer as Inferred from the Measurements of Natural Radionuclide Contents \M.V. Propisnova, V.M. Kim; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 4 pages, 2 illustrations. – References – 18 titles.

Presented is a method used for correction of radio nuclide volumetric activities in the atmospheric boundary layer based on the measurements of ^7Be volumetric activity made at the neighboring observation sites.

УДК 621.039.51: 004

Verification of SCALE 5 code package: Nuclear Safety \A.V. Egorov, S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 11 pages, 7 illustrations. – References – 13 titles.

The purpose of present paper is verification of licensed computer code package SCALE 5, used in INPE for criticality safety and burnup calculations. This verification oriented on fundamental problems of nuclear safety, constrained with criticality analysis. Criticality calculations of classical uranium and plutonium experiments (GODIVA, JEZEBEL) and heterogeneous spherical assembly for accurate definition of critical mass of transuranics (^{244}Cm , ^{237}Np , ^{238}Pu) has been done. Also sensitivity analysis of obtained results for nuclear data was presented. On the basis of sensitivity and uncertainly analysis suggested model for experiment with ^{234}U for specification its critical mass.

УДК 621.039.548

Creation of Neutron-Physical Conditions in the MIR Reactor Suitable for Testing VVER Fuel Rods under Local Accidental Conditions \V.V. Kalygin, I.V. Kiseleva, A.P. Malkov, V.N. Shulimov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 1 table, 3 illustrations. – References – 13 titles.

Considered are issues of creation of conditions for safe testing of VVER fuel rods in the MIR reactor core under conditions characteristic of the LOCA accidents. The design of experimental devices was defined, core configuration and position of control rods were chosen so that the required parameters can be reached at a minimum reactor power and safety of the experiments can be provided. Data on the reactor testing results are presented.

УДК 621.039.548

Testing of VVER Fuel Rods in the MIR Reactor under Power Ramping Conditions \A.V. Burukin, A.F. Grachev, V.V. Kalygin, A.B. Ovchinnikov, V.P. Smirnov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 2 tables, 7 illustrations. – References – 9 titles.

The testing methodology of standard and refabricated VVER fuel rods in the loop facility of research reactor MIR is considered at different fuel burnups under power ramping conditions. Taking account of the analysis of main requirements to such tests, methodical approaches to the tests were presented including peculiar features of the reactor core configuration and provision of a fast power increase. Summarized data on the performed in-pile experiments, where the above methodology was used, and results of post-irradiation material science experiments are presented.

УДК 621.039.51

The Hardware-Software Complex for Measurements of Neutron-Physical Characteristics During First Criticality and Power Start-up of the Kalinin NPP Third Unit \V. Lititsky, B. Kutin, V. Parshutin; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 6 pages, 4 illustrations.

This article describes the complex of hardware and software instruments for measurements of neutron-physical characteristics during first criticality, power start-up and operation of the Kalinin NPP third unit.

УДК 621.039.54

System of Numerical Benchmarks for VVER Neutronics \I.R. Suslov; Editorial board of journal «Izvestia vusshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 10 pages, 1 table. – References – 18 titles.

A system of computational neutronic benchmarks has been developed over the last four years. This system is intended to complement the Atomic Energy Research (AER) benchmarks. This paper presents a summary of the development and a brief description of the benchmarks. The set is primarily comprised of interrelated benchmarks that share situation descriptions and data. The system covers the VVER 440 and VVER 1000 reactors extensively, and in a few cases the newer VVER 640 reactor design. Benchmarks within the system address the static, dynamic (with and without feedback), fuel depletion and fuel loading optimization, and normal as well as accident situations.

УДК 621.039.5

Optimization Tasks of Non-Hermetic Fuel Assemblies Extraction in RBMK Nuclear Reactor \A.M. Zagrebayev, N.V. Ovsyannikova, A.E. Rechkiman; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 3 illustrations. – References – 5 titles.

The possibility of optimization of non-hermetic fuel assemblies schedule in a nuclear reactor at different criteria and restrictions is considered. The solution of optimization tasks with maximum permissible emission limit and under penalty is given.

УДК 621.039.51

Model of VVER -1000 Reactor for Training Course \V.I. Belozarov, V.V. Sergeev, A.A. Kazantsev, A.N. Pozdnyakov, M.Yu. Kanyshv; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 3 illustrations. – References – 3 titles.

Because of absence of professors in the locations of NPP some of functions of training and maintenance of qualification can be performed by means of computer training courses.

The developed didactic model of reactor VVER -1000 enables one to perform the comparative analysis of transient operation mode and for some emergency processes also in dependence both from an initial condition (the period of campaign, position of control rods, power level, previous history of power and so on), and from composition of core itself. Based upon of transient completely non-equilibrium thermal-hydraulic code from 6 conservation equations and neutron-physical model the model of reactor VVER -1000 is developed for a training course.

The scope of simulation was chosen as optimum for the given task. Unlike a program of creating the models for NPP simulator, the model was performed with higher accuracy, but with smaller volume of the main equipment, than in full-scale simulators, that essentially improves understanding of physics.

УДК 321.039.531: 620.193

Inside Cladding Corrosion of Stainless Steel in Reactor Conditions \E. Kinev; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yademaya energetica» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 7 pages, 5 illustrations. – References – 2 titles.

Fuel cladding corrosion of annealed 0.08C 16Cr15Ni3MoNb stainless steel, .08C16Cr15Ni3MoNb cold-worked (CW), 0.06C16Cr15Ni3MoNb CWsteel, 0.06C16Cr15Ni2Mo2MnTiVB CWsteel, and

.12C13CrMoNbVB stainless steel were researched after different irradiation conditions in a fast reactor. Maximum depth of inter granular corrosion have been observed in austenitic CWsteels at high temperature irradiation. The stress corrosion cracking of austenitic steels is typical effect within of pins on the dioxide uranium base. In ferritic/martensitic steel the ulcer corrosion flow from sorbite phase and take place at low or high temperature. The depth of local ulcers and micro cracks may be about 20% of cladding thickness. As a rule, the picks of both steel corrosion and neutron damage do not coincide.

Уважаемые читатели!

В номере 1(2008) по вине редакции в статье «Некоторые нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики усовершенствованной конструкции реактора «МАСТЕР» была пропущена фамилия одного из соавторов.

На странице 41 следует читать

УДК 621.039.5

Некоторые нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики усовершенствованной конструкции реактора «МАСТЕР»

Ю.А. Казанский, В.А. Левченко, Ю.С. Юрьев, В.А. Баршевцев, В.А. Белугин,
С.Л. Дорохович, А.А. Казанцев, А.В. Левченко, Ю.Д. Левченко, Д.М. Титов

Редакция приносит Ю.Д. Левченко глубочайшие извинения.

НАШИ АВТОРЫ

Антонов А.В. – д.т.н., профессор, декан факультета кибернетики Обнинского государственного технического университета атомной энергетики (ИАТЭ).

Бахметьев А.М. – к.т.н., начальник отдела Федерального научно-производственного центра ФГУП ОКБМ им. И.И. Африкантова.

Бударин А.А. – заместитель начальника лаборатории технической диагностики ГНЦ РФ-Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ). Область научных интересов – разработка систем диагностики.

Бурукин А.В. – с.н.с. лаборатории петлевых испытаний ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Куйбышевский авиационный институт в 1989 г. Область научных интересов – испытания твэлов в исследовательских реакторах.

Былов И.А. – инженер Федерального научно-производственного центра ФГУП ОКБМ им. И.И. Африкантова.

Грачев А.Ф. – д.т.н., профессор. Область научных интересов – методы и техника внутриреакторных испытаний топлива и материалов в исследовательских реакторах.

Дворников П.А. – начальник лаборатории технической диагностики ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – разработка систем диагностики.

Думов А.В. – инженер Федерального научно-производственного центра ФГУП ОКБМ им. И.И. Африкантова.

Загребаев А.М. – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Математическое обеспечение систем» Московского инженерно-физического института (государственного университета). E-mail: Zagrk533@yandex.ru

Казачковский О.Д. – д.ф.-м.н., профессор, заслуженный деятель науки и техники РСФСР, лауреат Ленинской премии. Родился в 1915 г. Закончил Днепрпетровский государственный университет. С 1946 г. стал работать в области атомной энергии. В 1972–87 гг. – научный руководитель проблемы реакторов на быстрых нейтронах в нашей стране. С 1964 по 1973 гг. – директор Научно-исследовательского института атомных реакторов в Димитровграде. С 1973 по 1987 гг. – директор физико-энергетического института в Обнинске. В настоящее время – главный научный сотрудник этого же института.

Калыгин В.В. – к.т.н., начальник отдела реакторных экспериментов ГНЦ РФ НИИАР. Окончил МИФИ в 1977 г. Область научных интересов – реакторная физика.

Ким В.М. – к.ф.-м.н., заведующая лабораторией Государственного учреждения «Научно-производственное объединение «Тайфун» (ГУ НПО «Тайфун»). Окончила Ленинградский государственный университет. Область научных интересов – радиоэкология.

Кинёв Е.А. – начальник группы лаборатории структурных исследований ФГУП «Институт реакторных материалов».

Киселева И.В. – с.н.с. лаборатории петлевых испытаний ГНЦ РФ НИИАР. Окончила Обнинский институт атомной энергетики в 1988 г. Область научных интересов – испытания твэлов в исследовательских реакторах.

Ковтун С.Н. – к.т.н., заместитель начальника отдела ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – техническая диагностика.

Кондратович Ф.В. – инженер II категории лаборатории технической диагностики ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – алгоритмическое и программное обеспечение.

Коноплев Н.П. – начальник отдела ОКБ «Гидропресс». Область научных интересов – проблемы разработки систем АСУ ТП и диагностики.

Кудряев А.А. – инженер II категории лаборатории технической диагностики ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – алгоритмическое и программное обеспечение.

Малков А.П. – к.т.н., начальник отдела ядерной безопасности ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Уральский политехнический институт в 1985 г. Область научных интересов – реакторная физика.

Морозов С.А. – д.т.н., начальник отдела технической диагностики ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – техническая диагностика ядерных установок, статистические методы исследований.

Овсянникова Н.В. – к.ф.-м.н., доцент кафедры «Математическое обеспечение систем» Московского инженерно-физического института (государственного университета). E-mail: Ovs33@yandex.ru

Овчинников В.А. – к.т.н., начальник лаборатории петлевых испытаний ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Казанский авиационный институт в 1970 году. Область научных интересов – испытания

твэлов в исследовательских реакторах.

Полионов В.П. – к.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – разработка методов и средств измерений.

Поляков А.А. – инженер кафедры АСУ ИАТЭ.

Портяной А.Г. – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – разработка методов и средств измерений.

Прописнова М.В. – научный сотрудник ГУ НПО «Тайфун». Окончила ИАТЭ. Область научных интересов – радиоэкология.

Речкиман А.Э. – инженер Курской атомной электростанции.

Родионов А.Н. – руководитель программы, Институт энергетики объединенного исследова-

тельского центра (Петтен, Нидерланды).

Смирнов В.П. – д.т.н., директор по исследованию ядерного топлива ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Ленинградский политехнический институт в 1973 г. Область научных интересов – исследование топлива ядерных реакторов различного типа.

Суслов И.Р. – к.ф.-м.н, ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Шулимов В.Н. – к.т.н., ведущий научный сотрудник лаборатории петлевых испытаний ГНЦ РФ НИИАР. Окончил МЭИ в 1962 г. Область научных интересов: испытания твэлов в исследовательских реакторах.

OUR AUTHORS

Antonov A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, dean of the Cybernetic Faculty of the Obninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering (INPE), antonov@iate.obninsk.ru.

Bakhmetiev A.M. – Cand. Sci. (Engineering), head of department of the State Unitary Enterprise I.I. Afrikantov OKB Mechanical Engineering (OKBM).

Budarin A.A. – deputy head of the State Scientific Center of Russian Federation–Institute of Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE) laboratory of technical diagnostics. Scientific interests – design of diagnostics systems.

Buruikin A.V. – senior researcher of the loop tests laboratory of the SSC RF RIAR. Graduated from the Kuibyshev Aviation Institut in 1989. Scientific interests – fuel elements tests in research reactors.

Bylov I.A. – engineer of the OKBM.

Dumov A.V. – engineer of the OKBM.

Dvornikov P.A. – head of the SSC RF-IPPE laboratory of technical diagnostics. Scientific interests – design of diagnostics systems.

Grachev A.F. – Dr. Sci. (Engineering), Professor. Scientific interests – methods and techniques of in-pile fuel and materials tests in research reactors.

Kalygin V.V. – Cand. Sci. (Engineering), head of the research reactors department of the SSC RF RIAR. Graduated from the MPhI in 1977. Scientific interests – reactor physics.

Kazachkovsky O.D. – Dr. Sci. (Phys.–Math.), Professor, Honoured man of science and technology of Russian Federation, laureate of Lenin premium. Was born in 1915. Graduated from the Dnepropetrovsk State University. Since 1946 works in nuclear power engineering. In 1972–1987 – Head of research of the fast neutron reactors' problem. In 1964–1973 – Director of the Dimitrovgrad Research Institute of Atomic Reactors. In 1973–1987 – Director of the Institute of Physics and Power Engineering in Obninsk. At present – chief researcher of the SSC RF-IPPE.

Kim V.M. – Cand. Sci. (Phys.–Math.), head of laboratory of the Institute of Problem of Environmental Monitoring of State Institution: Science and Production Association «Typhoon». Graduated from the Leningrad State University. Scientific interests – radioecology.

Kinev E. – head of research group in the Institute of Nuclear Material.

Kiseleva I.V. – senior researcher of the loop tests laboratory of the SSC RF RIAR. Graduated from the INPE in 1988. Scientific interests – fuel elements tests in research reactors.

Kondratovich F.V. – second category engineer of the SSC RF-IPPE laboratory of technical diagnostics. Scientific interests – algorithmic foundation and software of diagnostics systems.

Konoplev N.P. – head of the department of EDB «Gidropress». Scientific interests – problems of designing TP ACS and diagnostics systems.

Kovtun S.N. – Cand. Sci. (Engineering), deputy head of the SSC RF-IPPE department. Scientific interests – technical diagnostics of nuclear installations.

Kudryaev A.A. – second category engineer of the SSC RF-IPPE laboratory of Technical Diagnostics. The area of science interests – algorithmic foundation and software of diagnostics systems.

Malkov A.P. – Cand. Sci. (Engineering), head of the nuclear safety department of the SSC RF RIAR. Graduated from the Ural Politechnical Institut in 1985. Scientific interests – reactor physics.

Morozov S.A. – Dr. Sci. (Engineering), head of the SSC RF-IPPE department of technical diagnostics. Scientific interests – technical diagnostics of nuclear installations, statistical methods of researches.

Ovchinnikov V.A. – Cand. Sci. (Engineering), head of the loop tests laboratory of the SSC RF RIAR. Graduated from the Kazan Aviation Institut in 1970. Scientific interests – methods and techniques of in-pile fuel and materials tests in Research Reactors.

Ovsyannikova N.V. – Cand. Sci. (Phys.–Math.), associated professor of department «Mathematical maintenance of systems» of the Moscow Engineering Physics Institute (State University).

Polionov V.P. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interests – development of methods and means of measurements.

Polyakov A.A. – Engineer of Automated Control Systems department of the INPE.

Portyanoy A.G. – Cand. Sci. (Engineering), head of the SSC RF-IPPE laboratory. Scientific interests – development of methods and means of measurements.

Propisnova M.V. – researcher of the Institute of Problem of Environmental Monitoring of State Institution: Science and Production Association «Typhoon». Graduated from the INPE. Scientific interests – radioecology.

Rechkiman A.E. – engineer of the Kursk NPP.

Rodionov A.N. – Nuclear Design Safety Unit, European Commission Joint Research Center Institute for Energy, Westerduinweg 3, 1755 LE, The Netherlands, andrei.rodionov@jrc.nl

Shulimov V.N. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the loop tests laboratory of the SSC RF RIAR. Graduated from the Moscow Power Engineering Institute in 1962. Scientific interests –

fuel elements tests in research reactors.

Smirnov A.S. – engineer of the OKBM.

Smirnov V.P. – Dr. Sci. (Engineering), Director of Nuclear Fuel Investigations of SSC RF RIAR. Graduated from the Leningrad Polytechnic Institute in 1973. Scientific interests – fuel investigations on nuclear reactors of various types.

Suslov I.R. – Cand. Sci. (Phys.–Math.), leading researcher of the SSC RF–IPPE.

Zagrebayev A.M. – Dr. Sci. (Phys.–Math.), Professor of department «Mathematical maintenance of systems» of the Moscow Engineering Physics Institute (State University).