



УДК 621.039.566

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ ЭГП-6 БИЛИБИНСКОЙ АЭС*

И.С. Акимов*, А.А. Дементьев*, Ф.Т. Тухветов**

* Билибинская АЭС

** ВНИИАЭС, г. Москва



Кратко описаны основные изменения реакторов ЭГП-6 Билибинской АЭС, реализованные в течение ее 25-летней эксплуатации. Среди них:

- переход с использования металлического топлива (уран-молибденовый сплав) на оксидное;
- замена каналов охлаждения стержней СУЗ на каналы новой конструкции, содержащие меньшее количество воды, что привело к улучшению нейтронно-физических характеристик активной зоны, в частности к уменьшению изменения реактивности в случае проектной аварии, приводящей к удалению воды из этих каналов;
- замена приводов у 10 стержней РР на привода типа РС-АЗ, что позволило использовать эти стержни и как стержни РР, и как стержни АЗ; теперь 8 стержней АЗ и 10 стержней РР с приводами типа РС-АЗ обеспечивают как гашение цепной реакции (в том числе и в случае исчезновения электропитания приводов), так и удерживание реакторов в подкритическом состоянии в течение сколь угодно долгого времени после срабатывания АЗ.

Кроме того, рассматривается влияние облучения на деформацию графитовых блоков кладки реакторов ЭГП-6, влияние загрязненности материалов активной зоны реактора актиноидами на функционирование системы КГО твэл, сообщается об используемой на станции процедуре поиска малых течей воды в пределах активной зоны реактора.

Перечисляются также разработанные на станции для расчетного обеспечения эксплуатации реакторов программы для ЭВМ, для иллюстрации приводятся данные по расчету ~80 критических состояний реакторов.

В декабре 1998 г. исполнилось 25 лет со времени физического, а в январе нынешнего года - со времени энергетического пуска реактора ЭГП-6 первого блока Билибинской АЭС. Следующие три блока вводились последовательно с интервалом один год. Реакторы – уран-графитовые, ТВС, как и в реакторе Обнинской АЭС, являются одновременно и каналами охлаждения твэлов. Твэлы имеют кольцевую форму и охлаждаются кипящей водой, циркуляция теплоносителя в ОЦК – естественная.

Использование топлива. Реакторы работают в режиме частичных перегрузок топлива. За время эксплуатации, как и в реакторе Обнинской АЭС, осуществлен

© И.С. Акимов, А.А. Дементьев, Ф.Т. Тухветов, 1999

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)



полный переход с использования в твэлах ТВС топливной композиции из уран-молибденового сплава (U-Mo), диспергированного в магниевой матрице, на использование твэлов с топливной композицией из крупки диоксида урана (UO_2), также диспергированной в магниевой матрице. Предварительные испытания твэлы такого типа прошли в реакторе Обнинской АЭС[1]. Перевод реакторов ЭГП-6 на это топливо начат в 1982 г. (загружены 16 ТВС опытной партии), завершен в 1992 г. (выгружены из реакторов последние ТВС с топливом на основе U-Mo). Замена топлива позволила повысить энерговыработку ТВС и, соответственно, экономичность работы станции. Особое внимание было уделено обоснованию сохранения парового коэффициента реактивности в отрицательной области значений при увеличении энерговыработки ТВС[2].

В последние годы из-за падения энергопотребления в Чаун-Билибинской энергосистеме многие ТВС не могут достичь проектной энерговыработки. Они выгружаются по другому критерию: неперевышение 7-летнего календарного срока службы в реакторе. В связи с этим ведутся работы по обоснованию возможности увеличить этот предел до 10 лет, для чего проводятся реакторные испытания группы ТВС.

Замена каналов охлаждения стержней СУЗ. В связи с исчерпанием ресурса каналов охлаждения стержней СУЗ (ниже будут называться «каналы СУЗ») планировалась их замена на новые. Стремление уменьшить положительный эффект реактивности, проявляющийся при обезвоживании каналов СУЗ, привело к разработке каналов СУЗ новой конструкции, содержащих в 1.5 раза меньше стали и воды (шесть трубок охлаждения заменены на такие же четыре). В ноябре 1992 г. в реактор блока 1 были установлены три таких канала для проведения испытаний. После их успешного завершения проведена замена всех каналов СУЗ на каналы СУЗ новой конструкции в реакторах всех четырех блоков.

Обоснована необходимость такой замены ГНЦ РФ-ФЭИ.

Оснащение стержней РР приводами типа РС-АЗ. В течение 1995-96гг. у десяти стержней ручного регулирования (РР) каждого из четырех реакторов станции проведена замена приводов на привода типа РС-АЗ, обеспечивающие ввод стержней в активную зону даже при исчезновении электропитания. После этой замены аварийная защита первого рода (АЗ-1) переводит реактор в подкритическое состояние путем автоматического ввода в активную зону 8 стержней АЗ, 10 стержней РС-АЗ и 4 стержней АР. При исчезновении электропитания приводов стержней СУЗ в активную зону вводятся 8 стержней АЗ и 10 стержней РС-АЗ. Этого, как подтверждено расчетами ГНЦ РФ-ФЭИ, а также измерениями на реакторах БиАЭС[3], достаточно для длительного удержания реактора в подкритическом состоянии.

Деформация графитовой кладки. Систематические измерения геометрических размеров отверстий в ячейках графитовой кладки и кривизны столбов кладки проводились с 1987 г.[4]. Выявлено, что с повышением флюенса быстрых нейтронов наибольшее уменьшение диаметра отверстия в ячейках кладки происходило в области расположения кольцевых торцевых выступов блоков графита (расположены в верхней части блока). Для блоков, двумя гранями примыкающих к ячейкам каналов СУЗ, кольцевой выступ в горизонтальном сечении приобретает форму эллипса (из-за неосесимметричного облучения). В этом случае уменьшение «диаметра» отверстия наибольшее, причем максимальная деформация кольцевого выступа реализуется в направлении «на каналы СУЗ», а в направлении ему перпендикулярном деформация этих выступов имеет даже противоположный знак (т.е. "диаметр" увеличивается).



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

Уже в 1990 г. анализ измерений и прогноз уменьшения диаметра показали, что без срочных действий по восстановлению диаметра ячеек не обойтись. Но самое простое решение - остановить реактор, выгрузить все ТВС, провести восстановление диаметра отверстий в каждой ячейке и снова загрузить ТВС для реакторов БиАЭС было неприемлемым. Причина в том, что проектом не предусмотрена загрузка облученных ТВС в реактор, поэтому и перегрузочная установка предназначена только для выгрузки ТВС из реактора, использование ее для загрузки облученного топлива потребовало бы определенных ее усовершенствований. Кроме того, не хотелось изменять условия эксплуатации ТВС, при которых получен уникальный результат - ни одного выхода из строя ТВС за все время эксплуатации станции. Поэтому было принято решение усовершенствовать процедуру планирования частичных перегрузок ТВС с тем, чтобы в ней учитывались прогнозные данные об уменьшении диаметра в ячейках. Своевременность принятия такого решения позволила преодолеть возникшую проблему, не меняя технологию ведения перегрузки ТВС. При этом экономические потери, возникшие из-за необходимости досрочного извлечения нескольких ТВС при проведении плановых частичных перегрузок реакторов, оказались небольшими. К настоящему времени во время плановых перегрузок реакторов восстановлен диаметр практически во всех ячейках (в 1050 из общего количества 1092). Восстановление проводилось с применением режущего калибровочного инструмента. Прогноз показывает, что проблем с извлечением ТВС из ячеек, оставшихся с невозстановленным пока диаметром, при очередных перегрузках ТВС не возникнет. Но к процедуре повторного восстановления диаметра придется прибегать, т.к. тенденция к уменьшению размеров отверстия в ячейках кладки сохраняется.

Отклонение оси ячеек кладки от вертикали не превышает установленного предела 25 мм. Вместе с тем, отмечено значительное влияние на результаты измерений кривизны штанги, являющейся частью измерительной системы. Для исключения этого влияния измерения проводятся дважды, причем азимутальная ориентация штанги относительно ячейки реактора в этих двух измерениях отличается на 180° .

Влияние примесей актиноидов в материалах активной зоны реактора на КГО ТВЭЛ. Совершенствование обработки данных системы КГО ТВЭЛ «Алней», которое удалось осуществить после организации ввода данных системы КГО ТВЭЛ непосредственно в ЭВМ, позволило выявить аномальность показаний для пяти центральных ячеек каждого реактора [5]. Причиной этого оказалась загрязненность таблеток окиси бериллия, загруженных при монтаже графитовой кладки каждого реактора в целях обеспечения контролируемости вывода реакторов в критическое состояние, торием. Таблетки размещены в девяти центральных ячейках кладки в центральной по высоте части активной зоны, в пяти из них размещаются ТВС, в остальных каналы СУЗ. Всего в каждый реактор загружено около 70 кг окиси бериллия. Весовое содержание примеси по данным выполненного на станции нейтронно-активационного анализа оставшихся незагруженными таблеток составляет $\sim 10^{-2}\%$. Проявить себя эта примесь могла только после накопления в ней U^{233} , а попаданию газообразных осколков деления в отбираемый системой КГО ТВЭЛ газ способствовала накопившаяся деформация графитовых блоков с таблетками BeO . В результате проведенной работы были внесены изменения в процедуру анализа данных КГО ТВЭЛ для центральных ячеек реакторов.

Организация поиска малых течей ТВС или каналов СУЗ. За время эксплуатации реакторов ЭГП-6 был обнаружен только один случай поступления воды в графит-



товую кладку реактора. Это произошло на реакторе блока 2 в 1988 г. Величина течи по количеству конденсата, накапливаемого в теплообменнике газового контура, оценивалась в ~ 1.5 л/сут. Гамма-спектрометрический анализ этой воды не выявлял характерных для ОЦК нуклидов, тем не менее, после исключения всех других возможных источников поступления воды в газовый контур реактора решено было произвести поиск расположения течи в пределах активной зоны и применить систему КГО твэл (без подачи напряжения на камеры осаждения и измерительный тракты), используя лишь предоставляемую этой системой возможность отбора газа из любой ТВС реактора. Влага из отбираемого газа конденсировалась и ее объем измерялся. Малая величина течи потребовала длительного (0.5-2ч) времени отбора на каждой позиции датчиков «Алней». После нанесения полученных данных на картограмму выяснилось, что наибольшее количество влаги отбиралось из ТВС, расположенных по соседству с каналом СУЗ 06-06. Через тросопровод стержня СУЗ, путем временного изменения схемы отбора газа была сконденсирована влага из канала СУЗ 06-06. Выводы о наличии в нем течи подтвердились, реактор был остановлен, канал СУЗ извлечен и заменен на новый. В последующем было установлено, что течь находится в верхней части канала, в области соединения трубок с верхней трубной доской канала.

На основе полученного опыта поиска течи были установлены дополнительные устройства, позволяющие обнаружить появление небольшого количества влаги в газовом контуре (при обходах реакторного оборудования), а в соответствующих инструкциях описаны процедуры поиска источника появления влаги.

Свищи в местах присоединения подводящих или отводящих трактов к ТВС наблюдались 4 раза. Один раз причиной было появление трещины на накидной гайке, потребовался экстренный останов и расхолаживание реактора. ТВС из профилактических соображений была заменена. Три раза причиной была некачественная затяжка накидных гаек, обнаружены эти течи были с помощью γ -спектрометрии фильтров на байпасе соответствующей вентиляционной системы. А оценить величину течи помогает присутствие среди продуктов коррозии в ОЦК реакторов БиАЭС

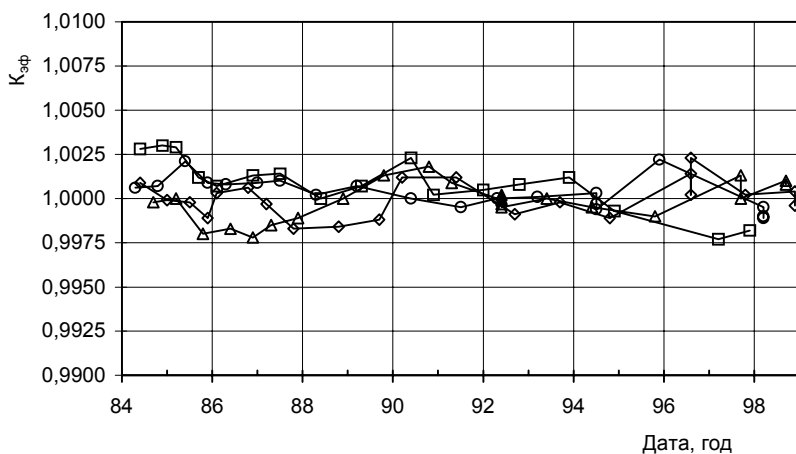


Рис.1. Расчетные значения $K_{эф}$ для различных критических состояний реакторов БиАЭС:

□, ◇, Δ, ∩ - блоки 1,2,3,4 соответственно



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

нуклида As^{76} , который не отводится вместе с конденсатом в холодильнике перед фильтром (как это происходит с Na^{24} , Mo^{99}), а весь попадает на фильтр. Течи были от 1 до 10 л/мин. ТВС не заменялись.

Происхождение газообразных продуктов деления в эжекторном газе турбин.

При проведении γ -спектрометрического анализа проб газа, отобранного из выходной линии эжекторов турбин работающих блоков, обнаруживается присутствие газообразных продуктов деления. Было показано, что их происхождение связано не с дефектами внутренней оболочки твэл, а с поверхностной загрязненностью этих оболочек. Об этом свидетельствовало соотношение между активностью Rb^{89} и He^{138} в этих пробах, оказавшееся близким к отношению выходов Kr^{89} (предшественника Rb^{89}) и He^{138} в акте деления ядер урана. Если учесть, что Kr^{89} имеет период полураспада 3.1 мин., а He^{138} - 14.1 мин., то любая, превышающая 3 мин., задержка их попадания в теплоноситель после акта деления, привела бы к снижению этого отношения более чем в 2 раза. Время диффузии газообразных осколков деления через микротрещины оболочки твэлов для реакторов ВВЭР составляет величину от нескольких часов до суток [6]. Трудно представить, что для БиАЭС она может быть в сотни раз ниже (оболочка из нержавеющей стали толщиной 0.6 мм).

Расчетное обеспечение эксплуатации реакторов. Система расчетного обеспечения эксплуатации начала складываться в 1981 г. после появления на БиАЭС ЭВМ. В течение короткого времени удалось автоматизировать такие задачи как контроль полей энерговыделения, планирование частичных перегрузок топлива и подготовку документации к ним, накопление и обработку информации по движению ядерного топлива на АЭС, по выгоранию топлива, стержней СУЗ, детекторов системы ВРК и др.[7]. В дальнейшем решение этих задач было усовершенствовано при сохранении основной черты: все программы взаимодействуют с файлами данных, накапливаемых в течение всего времени эксплуатации реакторов, а через них и друг с другом.

На рис.1, для иллюстрации некоторых расчетных возможностей приведены результаты расчета эффективного коэффициента размножения ~ 80 критических состояний реакторов (в основном это были плановые выходы реакторов на МКУ мощности после ППР). Величина отклонения его от единицы для целей эксплуатации реакторов приемлема. Расчеты выполнены по двумерной программе, при этом использованы хранящиеся в файлах данные по положению стержней СУЗ в критических состояниях, их выгоранию, паспортным данным каждой ТВС, выгоранию топлива в каждой ТВС, температуре активной зоны реактора. Выполнение такого расчета в настоящее время для всех этих 80-ти состояний не требует никакой подготовительной работы и, по одной из ветвей программы TS-2D выполняется за ~ 1 мин. (ПЭВМ Pentium-200). Такие расчеты (с графическим представлением результатов) являются своеобразным тестированием работоспособности программы и сохранности накопленных данных. Они проводятся перед очередным выходом в критическое состояние в целях исключения возможности ошибки при расчетном определении критического положения стержней СУЗ.

В последнее время внимание уделялось также внесению расчетных поправок в показание реактиметра, учитывающих как пространственные эффекты, так и вклад γ -излучения в ток камеры НКК-56 реактиметра [3]. В отдельных случаях поправки могут достигать 40%.



Следует отметить, что все программное обеспечение (кроме расчета паросодержания на выходе из ТВС, поставленного на БиАЭС ГНЦ РФ-ФЗИ) разработано силами персонала станции.

Некоторые выводы. Успешная эксплуатация реакторов ЭГП-6 в течение 25 лет во многом определялась удачными конструктивными решениями, заложенными в проекте (научный руководитель - ГНЦ РФ-ФЗИ, главный конструктор реактора - ОКБ Ижорского завода), позволившими, в частности, выполнить упоминаемые в докладе работы по модернизации и реконструкции без длительных остановов реакторов. Существенными факторами успешной эксплуатации были также постоянное научное сопровождение (ГНЦ РФ-ФЗИ) и высокая надежность ТВС (ни одного выхода из строя ТВС за время эксплуатации станции).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Иевлева Ж.И., Ильин Ю.В., Минашин М.Е., Рыжков А.Н. История создания и оценка работоспособности твэлов реактора Обнинской АЭС//Атомная энергия. - 1994. - Т.76. - Вып.4. - С.374-380.
2. Акимов И.С. Паровой коэффициент реактивности реакторов ЭГП-6 Билибинской АЭС//Атомная энергия. - 1998. - Т.85. - Вып.1. - С.3-10.
3. Акимов И.С., Дементьев А.А., Куршанов А.В., Петров С.С., Пусев В.Ю. Физические характеристики реакторов ЭГП-6 после модернизации (холодное состояние)//Атомная энергия. - 1999. - Т.86. - Вып.2. - С.93.
4. Акимов И.С., Куршанов А.В. О деформации графита реакторов ЭГП-6 Билибинской АЭС под действием облучения//Атомная энергия. - 1996. - Т.80. - Вып.1. - С.26-33.
5. Акимов И.С. Особенности показаний системы контроля герметичности оболочек твэлов отдельных ТВС реакторов Билибинской АЭС//Атомная энергия. - 1996. - Т.81. - Вып.1. - С.61-62.
6. Лузанова Л.М., Пологих Б.Г. Выход радиоактивных продуктов деления в теплоноситель I контура работающего реактора типа ВВЭР/Всб.:Атомные электрические станции. - М.:Энергоатомиздат, 1987. - Вып.9. - С.124-131.
7. Акимов И.С., Дашковский Е.В., Рыбаков В.Г., Солдатов Г.Е., Тухветов Ф.Т. Применение ЭВМ СМ-3 на Билибинской АЭС для физико-технических расчетов реакторов, ведения архивов данных и перспективы использования ее в составе измерительно-вычислительного комплекса /Всб.:Атомные электрические станции. - М.:Энергоатомиздат, 1987. - Вып.7. - С.70-77.

Поступила в редакцию 28.05.99.

Realization of closed thorium fuel cycle with uranium-233 accumulation presupposes radiochemical reprocessing of an irradiated thorium composition (metal, oxide) by the extraction method.

The most preferable method is uranium-233 is counterflow process of extraction from concentrated solutions of 3% TBF into a light diluent with acid concentration of 4-5 m/l and process temperature of 45°C.

Irradiated thorium regeneration can also be conducted by the extraction using of 30% TBF into a light diluent with process temperature of ~50°C.

УДК 621.039.59:621.039.544.35

Technological Possibilities of Pyrochemical Fabrication of Fuel on the Base of Thorium Oxide \ V.S. Naumov, A.V. Bychkov, S.K. Vavilov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 2 tables. - References, 10 titles.

Possibilities of pyrochemical technologies to produce and regenerate fuel compositions based on thorium oxide are considered in the article. Some data on physical and chemical properties of thorium in the most important salt melts containing fission materials and fission fragment nuclides are presented. The experience of high-temperature process development to produce and regenerate MOX-fuel for BN reactors is generalized. Proposed electrochemical regeneration process in salt melts give a possibility to regain physical, mechanical and nuclear properties of the fuel and to use it in the form of granules for vibro-packing of fuel elements.

УДК 621.039.5

Long-Term Radiation Protection of MOX-Fuel Assemblies against Uncontrolled Proliferation of Nuclear Materials \ V.B. Glebov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, P.V. Tsvetkov, A.E. Sintsov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 2 illustrations. - References, 8 titles.

An approach to creating the long-term inherent radiation barrier of MOX-fuel assemblies is proposed to prevent uncontrolled plutonium proliferation. This approach includes an admixture of radionuclide ^{232}U to MOX-fuel followed by a short-term irradiation of manufactured fuel assemblies in the blanket of accelerator-driven facility.

УДК 621.039.516.4

Closed Fuel Cycle of Russian NPP. Problems And Prospects \ V.M. Lebedev, N.N. Davidenko, A.I. Archangel'skaya; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 7 pages.

As a strategic problem of viability of nuclear power engineering, its competitiveness and small ecological danger it is necessary to consider its future development within the closed nuclear fuel cycle.

УДК 621.039.58

Analysis of Y2K Problem for VVER-1000 Reactors \ A.Yu. Prokhotsev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 5 pages, 2 tables. - References, 3 titles.

The problem of change of dates from 1900s through 2000s and its influence on safety of NPP with reactors VVER-1000 is discussed. The analysis of the software of a qualitative estimation of dangers from origin date - dependent failure was made. The qualitative assessment of a significance of personnel' errors was carried out using SAPHIRE code Ver.6.59.

УДК 621.039.566

Operating Experience of Bilibino NPP EGP-6 Reactors \ I.S. Akimov, A.A. Dementiev, F.T. Tukhvetov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 1 illustration. - References, 7 titles.

The essential modifications of Bilibino NPP reactors during their 25-years life are described.

Besides radiation-induced dimensional changes of graphite blocks inside the reactors, disturbances of fission product release monitoring due to contamination of in-core materials with actinides, the search procedure of minor water leakage inside the reactor core are discussed.

The codes elaborated to provide the reactor operation with necessary computations are enumerated and the criticality calculations of ~80 critical reactor states are presented.