

# СНЯТИЕ С ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ АМ-1 (ПЕРВОЙ АЭС)

**Г.С. Котиков**

*Обнинский инженерный центр НИКИМТ, г. Обнинск*



В статье представлены материалы по жизненному циклу Первой АЭС с канальным реактором, которая расположена в г. Обнинске. В настоящее время станция выработала свой ресурс и в ближайшем будущем предстоит вывод ее из эксплуатации. На основании решения Правительства в здании Первой АЭС должен быть организован Российский музей атомной энергетики.

## **КРАТКАЯ ИНФОРМАЦИЯ ПО ПЕРВОЙ АЭС**

27 июня 1954 г. в СССР была введена в эксплуатацию Первая в мире АЭС номинальной мощностью 5 МВт с реакторной установкой АМ-1. За время эксплуатации этой станции выработано около 73 млн. кВт-ч электроэнергии и отпущено для нужд города около 600 тыс. Гкал тепла. После достижения номинальных параметров с сентября 1956 г. реактор Первой АЭС стал использоваться как исследовательский для обеспечения испытаний опытных образцов реакторных устройств и облучения материалов для медицинских, технологических и научных целей.

Реактор представляет собой графитовую кладку, состоящую из вертикальных

### **Технические данные реакторной установки**

Характеристика	Значения
Тепловая мощность реактора, разрешенная, кВт	30000
Средняя плотность потока тепловых нейтронов, $\text{н/см}^2 \times \text{с}$	$1,5 \times 10^{13}$
Давление в I контуре, $\text{кг/см}^2$	100
Температура пара на входе/выходе из реактора, $^{\circ}\text{C}$	180/280
Давление пара, $\text{кг/см}^2$	3-5
Количество каналов СУЗ, шт.	22
Максимальная кампания ТВС, год	7
Максимальная температура графита, $^{\circ}\text{C}$	550

колонн, собранных из графитовых блоков шестигранного сечения с осевыми отверстиями диаметром 65 мм, образующими вертикальные ячейки, для размещения в них ТВС и каналов СУЗ, из которых формируется активная зона. Дополнительные графитовые блоки образуют боковой, нижний и верхний отражатели.

© Г.С. Котиков, 2000

Графитовая кладка заключена в реакторное герметическое пространство, образованное металлоконструкциями: нижней опорной плитой, кожухом и верхней плитой.

Реактор в металлоконструкциях с боковой защитой и верхним защитным перекрытием смонтирован в бетонной шахте здания 102 промплощадки ГНЦ РФ-ФЗИ.

На Первой АЭС применена двухконтурная система теплоотвода. В качестве теплоносителя в первом контуре используется вода под давлением. Вода из раздаточного коллектора I контура по индивидуальным трубопроводам поступает в верхнюю часть ТВС, опускается в нижнюю раздаточную, из которой распределяется по трактам для охлаждения трубчатых твэлов, поступает в верхнюю сборную камеру ТВС и из каждой ТВС поступает в сборный кольцевой коллектор I контура, расположенного сверху реактора, и далее подается в парогенераторы АЭС.

Сам реактор размещен ниже нулевой отметки в шахте. Отработавшие и аварийные ТВС хранятся в специальных емкостях, расположенных в центральном зале. На этажах здания расположены системы инженерного обеспечения. Пульт управления реактором примыкает к центральному залу и расположена на отметке 8,250 м.

Жидкие радиоактивные отходы собираются в монжусы, установленные в подвальном помещении здания реактора, из которых по трубопроводам направляются на химводоочистку, отверждаются и направляются в хранилища. Твердые высокоактивные отходы временно хранятся в специальных емкостях в здании реакторной установки, а средне- и низкоактивные захораниваются в существующие хранилища.

Кроме основного и вспомогательного оборудования, расположенного непосредственно в здании Первой АЭС, ее работу обеспечивают отдельно стоящие здания водоочистки, вентцентра и ТЭЦ.

## ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

Основные этапы жизненного цикла Первой АЭС: проектирование, сооружение, ввод в эксплуатацию, эксплуатация, продление срока службы (при обосновании технической реализуемости и экономической целесообразности), вывод из эксплуатации.

В сводах положений по безопасности МАГАТЭ понятие «вывод из эксплуатации» трактуется как «процесс окончательного прекращения эксплуатации АЭС».

В России по определению, принятому в «Правилах обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок» (вторая редакция), вывод АЭС из эксплуатации (ВЭ) есть процесс осуществления комплекса мероприятий после удаления ядерного топлива, исключающий использование реактора в качестве источника энергии и обеспечивающий безопасность персонала и окружающей среды.

Таким образом констатируется, что вывод из эксплуатации АЭС является комплексной задачей, охватывающей широкий круг вопросов, начиная от прекращения эксплуатации реакторной установки как источника производства электрической или тепловой энергии вплоть до полной ее ликвидации.

Концепция прекращения эксплуатации любой атомной энергетической установки (АЭУ) определяется отработанным временем, а также зависит от решения дальнейшего использования имеющихся на АЭУ зданий, сооружений и систем, т.е. осуществляется продление срока службы АЭУ по вариантам реконструкции, технического перевооружения, реновации или выводится из эксплуатации по вариантам ликвидации или захоронения.

31 марта 1999 г. правительством было подписано решение о продлении эксплуата-

ции реакторной установки (РУ) АМ-1 до 31 декабря 2004 г.

В соответствии с требованиями нормативной документации эксплуатирующей организации требуется обеспечить разработку проектной документации по выводу из эксплуатации реакторной установки за пять лет до истечения разрешенного срока эксплуатации. Разработанная и утвержденная в 2000 г. концепция по выводу из эксплуатации установки АМ определяет и формирует стратегию и общие задачи по решению вышеуказанной проблемы.

## **НЕОБХОДИМОСТЬ И ОСОБЕННОСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ**

Необходимость вывода из эксплуатации реакторной установки обусловлена окончанием ресурса оборудования и материалов станции.

Вместе с тем вывод из эксплуатации реактора АМ-1, работающего длительное время в режиме исследовательской установки, позволит приобрести необходимый опыт выполнения таких работ, разработать и уточнить нормативную документацию в области ВЭ, а также накопить опыт по надзору за работами по выводу из эксплуатации реакторов исследовательского назначения и других атомных энергетических установок малой и средней мощности.

Целесообразно накопленный опыт по обращению с реакторным графитом, а также полученный опыт проектирования, изготовления и эксплуатации дистанционно-управляемых механизмов (ДУМ) использовать при ВЭ реакторных установок типа РБМК. Актуален также вопрос организации учебного центра по подготовке специалистов для производства работ с использованием ДУМ.

## **ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПЕРВОЙ АЭС**

Выводу из эксплуатации должно предшествовать комплексное обследование реакторной установки и хранилища радиоактивных отходов с целью

- составления карты радиационных полей во всех помещениях, в элементах конструкции реактора и графитовой кладки;
- определения качественного и количественного нуклидного состава радиоактивных загрязнений в основных элементах и конструкциях реактора, оборудовании, трубопроводах и строительных конструкциях здания;
- анализа состояния строительных конструкций и систем инженерного обеспечения, а также хранилищ отработавших и аварийных ТВС;
- анализа и возможности использования помещений для размещения камер кондиционирования и временного хранения РАО.

При выводе из эксплуатации реакторной установки АМ должны быть обеспечены

- радиационная безопасность населения и персонала, а также охрана окружающей среды;
- минимальные материальные и финансовые затраты на проведение вышеуказанных работ при получении возможной экономической компенсации от реализации радиационного дезактивированного металла, «чистого» электромеханического оборудования, приборов и материалов;
- надежная сохранность законсервированного радиоактивного оборудования при различных возможных внешних воздействиях.

В соответствии со второй редакцией «Правил обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ИЯУ» для ИЯУ мощностью 5 МВт и выше ВЭ должен проводиться по варианту «сохранение под наблюдением» или по варианту «захоронение».

«Программой работ по подготовке к выводу из эксплуатации Первой АЭС» и «План – графиком вывода из эксплуатации Первой АЭС с созданием Музея атомной энергетики» намечен ВЭ РУ АМ по варианту «сохранение под наблюдением». При этом предполагается использовать здание Первой АЭС для размещения музея «Первенец атомной энергетики».

Предварительный анализ данных, представленных в работе ГНЦ РФ-ФЭИ «Отчет о научно-исследовательской работе по повышению уровня безопасности и продлению работы установки Первой АЭС. Некоторые радиационные характеристики материалов и оборудования Первой АЭС», показал, что выдержка радиоактивных элементов реакторной установки более 10-15 лет не приведет к значительному снижению их удельной активности и соответственно не снизит дозовые нагрузки на персонал при выполнении демонтажных работ и захоронении. Поэтому предпочтителен вариант, при котором демонтаж оборудования начинается через 10–15 лет после его остановки.

Вывод из эксплуатации РУ АМ предполагается осуществить в четыре этапа:

- подготовка к выводу из эксплуатации;
- подготовка к длительному сохранению под наблюдением;
- длительное сохранение под наблюдением;
- завершающий.

На первом этапе осуществляется останов реактора, удаление за пределы установки ядерного топлива и разработка проекта ВЭ, т.е. плановая остановка, расхолаживание и перегрузка топлива, приведение реактора в радиационное и ядерно-безопасное состояние, дренирование теплоносителя, отмывка и дезактивация. На этом же этапе решаются вопросы извлечения и разделки отработавших и аварийных ТВС, экспериментальных каналов, находящихся в емкостях и передачи чехлов с ТВС на хранение в хранилище ГНЦ РФ-ФЭИ, а также вопросы извлечения и хранения возможных просыпей от аварийных ТВС.

Второй этап предусматривает подготовку к выполнению работ по консервации реактора и перевод здания в экологически безопасное состояние. На данном этапе предполагается выполнение следующих работ.

- Приведение узлов и конструкций реактора в состояние длительной стабильности. Это демонтаж и захоронение части реакторных устройств и коммуникаций, не используемых на этапе локализации реактора, а также оборудования не предназначенных для экспонатов музея, герметизация проемов, оснащение реактора новыми системами безопасности и контроля и модернизация старых. Подкрепление несущих металлоконструкций, герметизация и гидроизоляция реактора сверху, снизу и с боков.

- Замена оборудования и систем, выработавших свой ресурс, для обеспечения контроля за реактором и переоборудование их для работы в условиях поддержания параметров в режиме консервации реактора.

- Демонтаж отключаемых электрических кабелей и шкафов.

- Глушение трубопроводов, выходящих через стены бетонной шахты стальными заглушками на сварке; проходки для них заполняются бетоном и герметизируются. Выводимые из эксплуатации системы отсекаются от общеплощадочных систем заглушками.

- Организация дренажей из шахты ректора.

- Работы, связанные с созданием музея и др.

После окончания работ по второму этапу все загрязненные помещения должны быть дезактивированы, а оборудование систем демонтировано и захоронено. В работе остаются только модернизированные системы обеспечения консервации

реактора и “чистое» оборудование, оставленное как экспонаты музея.

Третий этап – длительная выдержка реактора. Продолжительность этапа определяется состоянием несущих конструкций реактора и конструктивных элементов здания. На этом этапе функционирует музей атомной энергетики, а также проводятся следующие работы:

- выдержка реактора и его периодический контроль;
- контроль за состоянием окружающей среды;
- дополнительное комплексное обследование здания;
- обеспечение стабильного состояния здания и реактора путем поддержания в исправном состоянии обеспечивающих систем;
- музейная деятельность.

Четвертый этап - ликвидация реакторной установки. Объем и продолжительность работ этого этапа определяется в процессе консервации по результатам показателей реального спада активности реактора и состояния основных конструктивных элементов реактора и здания. На этом же этапе определяется целесообразность продления музейной деятельности в здании АЭС.

Таким образом, работы по созданию музея предлагается вести параллельно, начиная со второго этапа снятия АЭС с эксплуатации, с привлечением соответствующих специалистов требуемого профиля по взаимосвязанным отдельным проектам.

### **Литература**

1. Концепция снятия с эксплуатации реакторной установки АМ-1.
2. Предложения ОИЦ «НИКИМТ» по дополнению к утвержденной концепции.
3. Технические решения и технико-экономическое обоснование ВЭРУ АМ.

Поступила в редакцию 29.03.2000

heating of fuel rod simulator, made on special heat-physical test facility is carried out. The results of modelling were used for examination of calculation technique of the heat-exchange in fuel rod subject to core and cladding melting.

#### **УДК 51-72:621.039.73**

*Efficiency of Fission Products Transmutation* \Yu.A. Kazansky, D.A.Klinov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy.Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk,2000.- 9 pages, 2 illustrations, 2 tables.-References, 4 titles.

The transmutation efficiency of dangerous fission products has been considered. Mathematical model and calculation results are presented. It is shown that there is not profit in radioactivity level on the Earth from transmutation if Nuclear Power under operating.

#### **УДК 51-72:539.172.12**

*Application of NRT-formula for Calculation of Displacement Cross-sections for Materials Irradiated by Nucleons of Intermediate and High Energy* \A.Yu. Konobeyev, Yu.V. Konobeev, Yu.A. Korovin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy.Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk,2000.- 6 pages, 5 illustrations.-References, 9 titles.

The behavior of cascade function for calculation of radiation damage in materials has been investigated at high energy of incident ions. The calculation of displacement cross-sections has been carried out for the number of materials with atomic number  $Z=13-28$ , irradiated by protons with the energy up to 25 GeV. It is shown that the displacement cross-section can be obtained within 5-20% error with the help of NRT-formula.

#### **УДК 51-72:621.039.516.4**

*Results of the Simulation of Parameters of the Fuel Cycle for the WWER-1000 Reactor with  $(m\%Th^{232}, n\%U^{235}, k\%Pu^{239})O_2$  Fuel Compositions* \I.V. Shamanin, A.A. Ukhov, H.-J.Ruetten, K.Haas, W.Sherer; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy.Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk,2000.- 12 pages, 4 illustrations, 12 tables.-References, 3 titles.

General parameters of the WWER Reactor using  $(m\%Th^{232}, n\%U^{235}, k\%Pu^{239})O_2$  fuel are analyzed. In all considered variations it was assumed that the construction of the active core and the fuel element assemblies are standard as for WWER-1000 reactor. Operation periods of 3, 4 and 5 burnup cycles were examined.

The aim of this study was to investigate the ability of the WWER-1000 as a potential nuclear power installation for the utilization of weapon grade plutonium in thorium-based fuel.

#### **УДК 621.311:621.039.004.7**

*Decommissioning of the First NPP* \G.S.Kotikov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy.Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk,2000.- 5 pages, 1 tables.-References, 3 titles.

The materials about life cycle of the First NPP (Obninsk), with channel reactor are given in this paper. Now station exhaust the resource and in the near future its decommissioning will be made. On the basis of the decision of Government in the First NPP building should the Russian museum of atomic engineering organized.

#### **УДК 621.039.83:539.1:047**

*Short-lived Radionuclides in Experimental Nuclear Medicine and Biological Studies* \G.A. Petrova, V.M. Petriev, V.G. Skvortsov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy.Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering)-Obninsk,2000.- 6 pages, 3 illustrations, 2 tables.-References, 6 titles.