

## Обеспечение контроля радиационной безопасности исследовательского реактора ВВР-М

*Представлены описание и опыт эксплуатации системы радиационной защиты и контроля исследовательского реактора ВВР-М. Дан перечень радиационных факторов при нормальной работе реактора и установлены основные направления деятельности по обеспечению радиационной безопасности. Приведена статистическая информация о контроле облучения персонала и выбросах радиоактивных аэрозолей. Описаны задачи и структура системы аварийного реагирования на аварии и чрезвычайные ситуации. Представлен комплекс технических решений по модернизации системы радиационной защиты и контроля.*

В. М. Шевель, Ю. М. Лобач, Ю. М. Нестерук, И. В. Хомич

### **Забезпечення контролю радіаційної безпеки дослідницького реактора ВВР-М**

*Описано систему радіаційного захисту та контролю дослідницького реактора ВВР-М і досвід її експлуатації. Подано перелік радіаційних факторів при нормальній роботі реактора та встановлено основні напрямки діяльності щодо забезпечення радіаційної безпеки. Наведено статистичну інформацію стосовно контролю опромінення персоналу та викидів радіоактивних аерозолів. Описано задачі та структуру системи аварійного реагування на аварії та надзвичайні ситуації. Представлено комплекс технічних рішень з модернізації системи радіаційного захисту та контролю.*

**И**сследовательский реактор ВВР-М представляет собой одну из последних модификаций водо-водяных реакторов. Такие реакторы отличаются простотой конструкции, относительно невысокой стоимостью и эксплуатационными расходами, надежностью и безопасностью эксплуатации [1]. В СССР водо-водяные реакторы типа ВВР сооружались в основном в конце 1950-х — начале 1960-х годов и к настоящему времени многие из них реконструированы. Мощность реактора ВВР-М—10 МВт, максимальная плотность потока тепловых нейтронов — около  $1,5 \cdot 10^{14} \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ . В соответствии с проектом реактор предназначался для проведения научно-исследовательских работ в области ядерной физики, физики твердого тела, радиационной физики, радиационного материаловедения, радиобиологии.

В процессе эксплуатации реактор использовался для решения задач в области атомной энергетики, радиозологии, нейтронно-активационного анализа, производства радиоизотопов для промышленности и радиофармпрепаратов для медицины. В настоящее время реактор является уникальной ядерной установкой в Украине из-за его технических параметров и высококвалифицированного персонала.

Реактор ВВР-М расположен на территории Института ядерных исследований НАН Украины в Голосеевском районе г. Киева. Институт как эксплуатирующая организация имеет необходимые лицензии и разрешения на эксплуатацию реактора. Эксплуатация систем и оборудования реактора осуществляется в соответствии с требованиями эксплуатационной документации, разработанной на основании правил, норм и стандартов Украины для объектов атомной энергетики. Эксплуатацию реактора осуществляет подготовленный персонал, имеющий оформленные в установленном порядке допуски к работам. Режим работы реактора определяется требованиями экспериментальных программ. Как правило, реактор работает в режиме недельных циклов, при необходимости может работать непрерывно в течение двух-трех недель.

В 2004 г. НАН Украины одобрен «Стратегический план использования исследовательского реактора ВВР-М ИЯИ» [2]. Основная цель плана — координация работы эксплуатирующей организации, исследователей и пользователей из различных организаций, выявление потребностей и возможностей использования реактора, обеспечение его стабильной работы путем поэтапного выполнения стратегических задач. Современное техническое состояние реактора позволяет его дальнейшую безопасную эксплуатацию в ближайшие 8–10 лет при условии модернизации отдельных систем и элементов, поэтому главной задачей плана является продление эксплуатации реактора до 2015 г.

В мае 2006 г. эксплуатация реактора была приостановлена с целью выполнения работ по модернизации системы управления и защиты (СУЗ). В течение 2006–2007 гг. СУЗ была заменена на современное оборудование — промышленно-технический комплекс автоматического регулирования, контроля, управления и защиты (ПТК АРКУЗ).

С конца 2008 г. планируется постепенный (в течение трех лет) переход эксплуатации реактора на низкообогащенное ядерное топливо: вместо ТВЗ типа ВВР-М2 с обогащением 36 % будет использоваться топливо с обогащением 19,7 %. Это может привести к снижению плотности потока нейтронов в активной зоне примерно на 8–10 %, что практически не скажется на эксплуатационных характеристиках реактора.

Совершенствование системы радиационной защиты и контроля (СРЗК) также является существенным компонентом работ по модернизации реактора. По сравнению с проектом оборудование системы было уже дважды заменено новым. В настоящей статье представлено описание и задачи СРЗК, анализ функционирования СРЗК в течение последних десяти лет, а также мероприятия по дальнейшему усовершенствованию системы.

### Радиационные факторы при эксплуатации реактора

Объект, материал или устройство, содержащие радиоактивные вещества и способные образовывать ионизирующее излучение, называются источниками ионизирующих излучений (ИИИ). Открытые ИИИ — радиоактивные материалы в виде аэрозолей, пыли или жидкостей, при работе с которыми возможно поступление их в окружающую среду и загрязнение поверхности или поступление в организм человека. Закрытые ИИИ — радиоактивные материалы, полностью заключенные в герметичную твердую защитную оболочку из нерадиоактивного материала во избежание их поступления в окружающую среду при нормальных условиях эксплуатации и износа. ИИИ считаются опасными, если они, не находясь под контролем, могут приводить к облучению, достаточному для возникновения серьезных детерминированных последствий для здоровья [3].

Основными радиационными факторами в условиях нормальной работы реактора являются внешние гамма-, бета-, нейтронное излучения, а в период ремонтных работ и ликвидации аварий наряду с внешним бета- и гамма-облучением возможно поступление в организм радионуклидов. Реактор считается безопасным, если при нормальной эксплуатации и проектных авариях техническими и организационными мероприятиями обеспечивается не превышение установленных доз внутреннего и внешнего облучения персонала и населения, а также содержания радионуклидов в окружающей среде [4].

При эксплуатации реактора ВВР-М радиационная опасность определяется:

*внешними гамма- и бета-излучениями различных энергий*, источниками которых служат ядерное горючее и продукты его деления, наведенная активность теплоносителя, конструкций, деталей и узлов реактора, продуктов коррозии, облученные в активной зоне материалы и образцы;

*нейтронами различных энергий от быстрых до тепловых*. Источником нейтронов служит активная зона реактора. Воздействие нейтронов возможно в помещении реакторного зала при работе реактора на мощности вблизи экспериментальных каналов при выводе нейтронных пучков за защиту;

*радиоактивными аэрозолями осколочной и наведенной активности*. Источниками аэрозолей являются ядерное горючее, продукты его деления, а также продукты активации теплоносителя, элементов коррозии, облучаемых материалов, поступающие в технологические контуры и воздух рабочих помещений при нарушении герметичности коммуникаций и систем реактора;

*инертными радиоактивными газами (ИРГ)*:  $^{41}\text{Ar}$ , возникающим при облучении  $^{40}\text{Ar}$ , содержащегося в воздухе, заполняющем конструктивные полости в системах реактора;

*осколочными ИРГ и легколетучими продуктами деления*, такими как ксенон, криптон, йод. Источником выделения

радиоактивных газов в помещения служит активная зона реактора, контур теплоносителя и газовые системы при нарушении герметичности конструкций или при недостаточной эффективности работы системы технологической вентиляции;

*радиоактивными загрязнениями* рабочих поверхностей помещений, оборудования, спецодежды;

возможным поступлением в воздух рабочих помещений и окружающую среду *продуктов активации* теплоносителя и замедлителя;

жидкими и твердыми *радиоактивными отходами*.

В проектной документации и Отчете по анализу безопасности (ОАБ) определен перечень аварий, возникающих вследствие неисправности оборудования, неправильных действий персонала, стихийных бедствий или иных причин, которые могут привести к потере контроля над источниками излучения, облучению людей и (или) радиоактивному загрязнению окружающей среды.

Ниже, в порядке убывания вероятности возникновения, приводится список возможных типов аварий, связанных с исследовательскими ядерными реакторами:

неожиданный слабый выброс радиоактивного вещества с малой или нулевой степенью внешнего облучения персонала (иногда случается во время капитального ремонта или при перевозке использованной смолы либо топлива; утечки в системе теплоносителя — протекание труб, по которым поступает теплоноситель, — часто становятся причиной распространения радиоактивного загрязнения.);

неожиданное внешнее радиоактивное облучение персонала (случается во время капитального ремонта или штатного обслуживания.);

сочетание выброса загрязняющего материала и внешнего радиоактивного (слабой степени) облучения персонала (эти аварии происходят при тех же условиях, что и в предыдущих двух случаях);

поверхностное загрязнение в результате крупной утечки в системе теплоносителя реактора или утечки использованного теплоносителя;

попадание радиоактивных веществ (продуктов деления и активации) на кожу, под кожу, в уши и глаза людей из числа персонала;

сильное радиоактивное облучение персонала (может произойти по неосторожности, при грубом нарушении норм и правил ядерной и радиационной безопасности);

попадание небольших, но превышающих допустимые нормы количеств радиоактивных отходов за территорию ядерной станции (может быть связано с ошибками персонала);

расплавление реактора (в этом случае возможны обширное загрязнение зоны вне ядерной станции и высокие дозы облучения персонала);

выход реактора из-под контроля (разгон реактора, отклонение его мощности от номинального режима).

Две последние из перечисленных аварий относятся к «запроектным» авариям.

При авариях реакторов с системой водяного охлаждения выделяются следующие радионуклиды:

радиоактивные продукты коррозии и эрозии (известные как *CRUD*) в теплоносителе, например  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{58}\text{Mn}$  и  $^{183}\text{Ta}$ ;

продукты распада низкой активности, обычно присутствующие в теплоносителе, например  $^{131}\text{I}$  и  $^{137}\text{Cs}$ ;

третий, вырабатываемый в активной зоне реактора в объеме  $1 \cdot 10^{-4}$  атомов трития за одно расщепление (только часть его покидает топливо).

Аварии на ядерных установках (ЯУ) с выходом радиоактивных веществ в окружающую среду принято классифицировать по границе распространения и количеству вышедших при аварии радиоактивных веществ. Для классификации аварий используется Международная шкала МАГАТЭ.

Основную опасность для населения и предприятий, размещённых вблизи ЯУ, создают аварии с оплавлением активной зоны; вероятность таких аварий оценивается фактором риска  $10^{-4} \div 10^{-5}$  (реальные данные для энергоблоков АЭС Украины), т. е. одна авария на одном ядерном реакторе в течение 10–100 тысяч лет при неблагоприятном стечении обстоятельств. Как показывает практический опыт, аварии на ЯУ могут быть двух типов: без разрушения ядерного реактора и с разрушением ядерного реактора. Большинство описанных аварий для исследовательских реакторов невозможны, но на стадии проектирования, так же, как и для АЭС, необходимо проанализировать набор проектных аварий и меры по локализации и ликвидации их последствий.

При «запроектных» авариях проектом обеспечивается ограничение последствий аварии с тяжелым повреждением активной зоны в целях защиты персонала ЯУ и населения. Вероятностные критерии безопасности проекта нового ИЯР должны удовлетворять требованиям НП 306.1.02/1.034-2000 (ОПБ АС-2000):

вероятность тяжелого повреждения активной зоны должна быть менее  $10^{-5}$  на реактор в год;

вероятность предельного аварийного выброса не должна превышать  $10^{-6}$  на реактор в год.

### Организация системы контроля и виды измерений

Основным принципом обеспечения безопасности ядерных объектов является оптимальное сочетание четырех направлений деятельности: юридического, организационного, кадрового и технического. Юридическое заключается в разработке и совершенствовании ядерного законодательства, в котором вопросам безопасности эксплуатации принадлежит главенствующая роль. Кадровое предусматривает систему мер по использованию профессионально подготовленного персонала. Организационное состоит в неукоснительном соблюдении действующих норм, правил, стандартов и регламентов по безопасной эксплуатации, а также совокупности мер, предусматривающих необходимые действия при возникновении аварий. Технические мероприятия включают создание и поддержание в работоспособном состоянии систем защиты и диагностики [5, 6].

Основные направления деятельности по радиационной защите персонала при эксплуатации реактора установлены «Программой радиационной защиты персонала при эксплуатации ИЯР ВВР-М ИЯИ НАН Украины» [7].

Для защиты персонала, населения и окружающей среды на реакторе ВВР-М функционируют система радиационной защиты (РЗ) и система радиационного контроля (РК) [8], которые включают:

биологическую защиту от нейтронов и ионизирующих излучений активной зоны, хранилища отработанного ядерного топлива и оборудования первого контура;

радиационный контроль в помещениях строгого режима и зоны свободного доступа;

систему организационных мероприятий, направленных на снижение доз облучения.

Радиационный контроль осуществляется с целью контроля за:

состоянием защитных барьеров;

активностью теплоносителя первого контура и технологических сред (вода, воздух, оборудование);

содержанием радионуклидов в организме персонала;

индивидуальной дозой внешнего облучения;

мощностью гамма-излучения в помещениях;

радиационной обстановкой в зоне наблюдения (в том числе для прогноза развития радиационной обстановки).

Радиационный контроль осуществляется стационарной и переносной аппаратурой радиационного контроля (АРК). Стационарная АРК — многоканальная установка дозиметрического и технологического контроля на базе АКРБ-6.

Радиационный дозиметрический контроль в помещениях реакторов включает в себя следующие виды измерений [9, 10]:

индивидуальной дозы внешнего облучения персонала в зонах строгого и свободного режима;

мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения в помещениях зоны строгого режима с помощью стационарной АРК;

МЭД гамма-излучения в помещениях свободного режима и на территории с помощью переносной АРК;

МЭД нейтронов с помощью стационарной и переносной АРК;

объемной активности инертных радиоактивных газов (ИРГ), бета- и альфа-аэрозолей в воздухе помещений зоны строгого режима с помощью стационарной АРК;

уровня загрязнения бета-радионуклидами (помещения зон строгого и свободного режимов, оборудования, транспортных средств) с помощью стационарной и переносной АРК, а также методом отбора мазков;

спецодежды и поверхности тела персонала на рабочих местах и в санпропускниках с помощью стационарной и переносной АРК;

объемной активности и активности радионуклидов в выбросах с реактора в атмосферу с помощью стационарной АРК.

Радиационный технологический контроль включает измерения:

МЭД гамма-излучения в необслуживаемых помещениях зоны строгого режима (реакторный зал, насосная первого контура, ионообменные фильтры, теплообменники, теплоноситель первого контура, надреакторное пространство);

объемной активности и активности радионуклидов в воздушной среде надреакторного пространства;

объемной активности бета-радионуклидов в воде второго контура с помощью стационарной АРК;

объемной активности радионуклидов в теплоносителе первого контура с целью контроля герметичности топливных сборок.

Контроль индивидуальной дозы внешнего гамма-облучения при выполнении радиационно-опасных работ осуществляется с помощью индивидуальных дозиметров Д-2Р, ИД-02. В качестве аварийных применяются дозиметры ИД-11, ДКП-50, ИД-1. Обработка результатов и формирование отчетной документации выполняются с помощью программы ПИДК, данные сохраняются в электронном виде в базе данных.

Для оперативного контроля радиационной обстановки на реакторе введены контрольные уровни облучения персонала (категория А), которые установлены на основании требований НРБУ-97, ОСПУ, особенностей технологии и опыта экспериментальных и эксплуатационных работ,

Таблица 1. Значения контрольных уровней для персонала реактора

Помещение	МЭД, мкЗв/ч	Плотность потока нейтронов*, н·м <sup>-2</sup> ·с <sup>-1</sup> ·10 <sup>5</sup>			Объемная активность, Бк/м <sup>3</sup>			Уровень загрязнения, β, см <sup>2</sup> ·минг <sup>-1</sup>	Контроль- ный уровень дозы, мЗв
		б	п	т	α-аэрозоль	β-аэрозоль	ИРТ		
Насосная 1-го контура	200,0	—	—	—	3,7	37,0	—	10 <sup>3</sup>	18
Крышка реактора	200,0	—	—	65	2,96	37,0	1,1×10 <sup>6</sup>	10 <sup>2</sup>	18
Полуобслуживаемые помещения	20,0	—	—	—	2,96	37,0	1,1×10 <sup>6</sup>	50	—
Реакторный зал	20,0	10	10	30	2,96	37,0	1,1×10 <sup>6</sup>	50	—
Хранилище свежего топлива	4÷100	—	—	—	—	—	—	—	—
Хранилище спецматериалов	4÷10	—	—	—	—	—	—	—	—
Зона свободного доступа	0,7	—	—	—	—	—	1,8×10 <sup>5</sup>	—	—

\* б — быстрые, п — промежуточные, т — тепловые нейтроны

а также достигнутого уровня радиационной безопасности [11]. Значения контрольных уровней установлены ниже соответствующих лимитов дозы и допустимых уровней для проведения оперативного радиационного контроля в помещениях зон строгого и свободного режимов.

### Контроль внешнего облучения персонала

Статистическая информация о дозах внешнего облучения персонала реактора в зависимости от количества выполненных радиационно-опасных работ и их продолжительности представлена в табл. 2.

Как видно из табл. 2, на протяжении 1998—2008 гг. среднегодовая индивидуальная доза облучения персонала не превышала 2,41 мЗв/год (в 1999 г.), что значительно меньше установленных контрольных уровней (табл. 1).

Динамика индивидуальных доз внешнего облучения определяется характером и продолжительностью радиаци-

Таблица 2. Коллективные и индивидуальные дозы облучения персонала реактора

Год	Кол-во работ	Кол-во персонала, чел.	Продолжительность работ, ч		Доза	
			полная	средняя	коллективная, мЗв·чел.	средняя, мЗв/год
1998	269	22	322,8	1,2	68,7	1,27
1999	219	32	635,1	2,9	140,2	2,41
2000	247	41	790,4	3,2	160,5	2,29
2001	262	49	995,6	3,8	168,9	2,31
2002	298	28	476,8	1,6	108,9	1,49
2003	237	31	616,2	2,6	125,0	1,68
2004	211	34	738,5	3,5	152,7	2,06
2005	219	29	613,2	2,8	132,7	1,79
2006	263	37	867,9	3,3	161,7	2,21
2007	184	35	220,8	1,2	89,6	1,31
2008	150	33	255,0	1,7	107,9	1,56

онно-опасных работ, выполняемых по дозиметрическому наряду, и именно этим объясняется заметное изменение коллективной дозы на протяжении рассматриваемого десятилетнего периода.

Основными радиационно-опасными работами на реакторе, при выполнении которых персонал получает наибольшую дозовую нагрузку, являются:

- ремонт, монтаж и демонтаж основного технологического оборудования, особенно в насосной 1-го контура;
- работы на крышке реактора, особенно при перегрузке активной зоны;

- работы на закрытых очистных сооружениях реакторного комплекса, особенно при замене очистных смол;
- отбор проб теплоносителя и их анализ;

- сбор, кондиционирование, транспортирование и хранение радиоактивных отходов;

- все виды работ с отработанным ядерным топливом в хранилище, особенно при проведении ревизии ТВС.

На основании данных индивидуального дозиметрического контроля за период 1998—2008 гг. фактов превышения границ дозы (ГД) персоналом реактора не зафиксировано.

За 49 лет эксплуатации реактора не было аварийных ситуаций, которые приводили бы к превышению условий нормальной эксплуатации. В основном аварийные ситуации (примерно 85 % от всех зарегистрированных) были связаны с внеплановыми автоматическими остановами реактора. Около 8 % аварийных ситуаций связаны с неисправностями оборудования и около 7 % обусловлены ошибочными действиями персонала.

Внеплановые остановы (автоматический сброс АЗ) происходили вследствие таких причин: краткосрочного (менее 1 с) отключения электропитания — 22 %; отказов в работе оборудования — 58 %; ошибок персонала — 14 %; изменения значения параметра (в большую или меньшую сторону по сравнению с установленной величиной) — 6 %.

За период эксплуатации реактора в помещениях зоны свободного режима не было случаев загрязнения радионуклидами и аэрозолями выше установленных контрольных уровней. Непредвиденное загрязнение помещений строгого режима произошло вследствие ошибочных действий персонала (приблизительно 95 %), при этом дозы внешнего облучения персонала не превышали контрольных уровней.



### Контроль объемной активности выбросов в атмосферу

Основными компонентами выброса реактора в атмосферу являются инертные радиоактивные газы (ИРГ) и радиоактивные изотопы йода.

По данным систематических измерений на протяжении 1979—2008 гг., активность ИРГ (только при работе реактора на мощности) обусловлена следующими радиоизотопами:  $^{41}\text{Ar}$  — 95 %;  $^{85}\text{Kr}$  — 0,8 %;  $^{88}\text{Kr}$  — 2,5 %;  $^{135}\text{Xe}$  — 1,7 %. Смесь ИРГ является источником внешнего облучения. Основным источником внешнего облучения среди изотопов йода является  $^{131}\text{I}$  (период полураспада 8,08 дня). Выбросы радиоизотопов йода через трубу вентцентра происходят непрерывно.

Для непрерывного радиационного технологического контроля объемной активности выбросов через трубу вентцентра используются блоки детектирования БДАБ2-01, БДАГ-01, БДАБ-05, БДАБ-06 (контроль радиоактивных аэрозолей) и БДБГ2-01, УДГБ-08 (регистрация и измерения ИРГ). Сигналы от этих датчиков подаются на радиометр контроля выбросов РКС-03-01 в составе АКРБ-06. Расход воздуха в трубе вентцентра измеряется в непрерывном режиме. Установленные контрольные уровни для выбросов реактора [12] даны в табл. 3.

На рис.1 приведены суммарные данные об активности радионуклидов в выбросах реактора за период 1998—2008 гг. Как видно из рис. 1, имеет место зависимость величин выбросов от продолжительности работы реактора на мощности, при этом величины выбросов оказываются значительно меньшими установленных контрольных уровней.

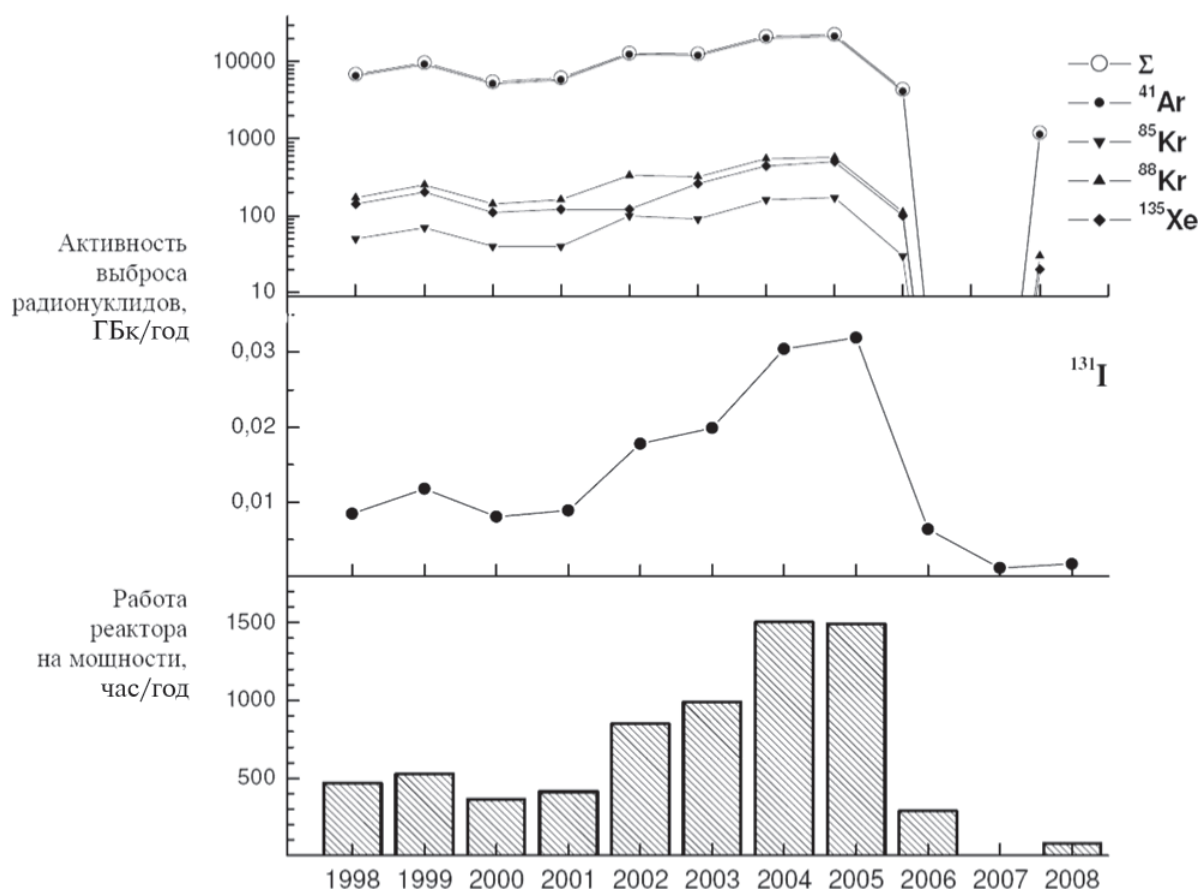


Рис.1. Динамика активности радионуклидов ИРГ и  $^{131}\text{I}$  в выбросах реактора за 1998—2008 гг.

Таблица 3. Контрольные уровни выбросов через трубу вентцентра

Радионуклид	Величина активности выброса, Бк/год	Объемная активность выбросов, Бк/м <sup>3</sup>	Доза категории В, мкЗв/год	Критический орган	Лимит дозы (DL <sub>E</sub> ), мЗв	Суммарная квота DL <sub>E</sub> за счет воздушного и водного путей формирования дозы (табл. 5.2 НРБУ-97), мкЗв
Смесь ИРГ	$164,7 \times 10^{12}$	$3,03 \times 10^6$	8,83	Все тело	1,0	80,0
$^{131}\text{I}$	$55,5 \times 10^9$	$4,07 \times 10^{-2}$	51,5	Щитовидная железа		
Суммарная доза категории В от выбросов реактора, мкЗв/год			60,3	—	1,0	80,0

## Аварийное реагирование

Система готовности и реагирования Института ядерных исследований на аварии и чрезвычайные ситуации (далее — Система аварийной готовности и реагирования или САР Института) является взаимосвязанным комплексом технических средств и ресурсов, организационных, технических и радиационно-гигиенических мероприятий, осуществляемых администрацией и персоналом Института для достижения целей аварийного реагирования — предотвращения или снижения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду в случае аварии на реакторе ВВР-М.

САР Института входит в состав объектового уровня территориальной подсистемы единой государственной системы гражданской защиты населения и территорий, которая создается в г. Киеве для предотвращения и ликвидации последствий чрезвычайных ситуаций техногенного, природного и военного характера в пределах соответствующей территории [13, 14].

Основными задачами САР Института являются:

поддержание необходимого уровня аварийной готовности на случай аварий на реакторе ВВР-М;

реагирование на аварии и чрезвычайные ситуации, включая реализацию мероприятий по защите персонала, населения и окружающей среды.

В качестве консервативной оценки рассматривается сценарий гипотетической аварии с наиболее неблагоприятными для населения последствиями: полный мгновенный разрыв трубопровода 1-го контура и отказ системы аварийного охлаждения, которые приводят к расплавлению активной зоны, с последующим выбросом радиоактивных веществ из здания реактора через трубу вентилатора за пределы санитарно-защитной зоны. Отметим, что последовательность событий, приводящих к подобной аварии, крайне маловероятна.

Расчеты характеристик выброса радиоактивных веществ в окружающую среду выполнены по методике Курчатовского института [15]. Расчеты доз облучения населения за пределами санитарно-защитной зоны выполнены с помощью пакета InterRAS (International Radiological Assessment System), разработанного МАГАТЭ для рассмотрения широкого спектра аварий на различных объектах с радиационно-ядерными технологиями.

Для ранней фазы аварии (до 1 мес с момента аварии) выполнены оценки:

общей эффективной дозы и ее составляющих (доза от облака выброса, доза от выпавших радиоактивных веществ, эффективная ингаляционная доза);

дозы на щитовидную железу (только от радиоактивного йода);

плотности загрязнения выпавшими радиоактивными веществами;

мощности дозы от загрязненной поверхности грунта.

Для средней фазы аварии (1 и 2 мес с момента аварии) выполнены оценки:

дозы от выпадения радиоактивных веществ на поверхность грунта;

ингаляционных доз за счет вторичного ветрового подъема выпавших радиоактивных веществ.

Результаты расчетов позволяют сделать следующие выводы:

авария с полным обезвоживанием активной зоны приводит к относительно кратковременному выбросу радионуклидов в окружающую среду. Последствия аварии распространяются за пределы санитарно-защитной зоны реактора;

для данных конкретных условий точки максимальной приземной концентрации радионуклидов, также как и точ-

ки максимальной эффективной дозы облучения, максимальной дозы на щитовидную железу и максимальной плотности поверхностного загрязнения грунта, находятся на расстоянии 170 м от реактора в его санитарно-защитной зоне. Таким образом, для людей вне СЗЗ точки максимальной дозы облучения находится на границе СЗЗ; с увеличением расстояния от СЗЗ ожидаемые дозы облучения уменьшаются;

основной вклад в дозу облучения населения вносят внешнее облучение от радиоактивного облака выброса, ингаляционное облучение и облучение щитовидной железы радиоактивным йодом. Эти дозы формируются быстро, непосредственно при прохождении облака. Вклад облучения от радиоактивных выпадений в общую эффективную дозу незначителен;

в ходе протекания аварии не возникает необходимости введения срочных контрмер для населения, поскольку дозы облучения, которые могут быть предотвращены, далеки от критериев введения таких контрмер, установленных НРБУ-97.

## Модернизация системы радиационного контроля

В 2007 г. был успешно завершён проект технического сотрудничества МАГАТЭ UKR/9/024 “Modernization and Safety Improvement of Research Reactor”. В рамках этого проекта для модернизации системы радиационного контроля было поставлено следующее современное оборудование:

переносной гамма-спектрометр-радиометр identiFINDER-NHG;

комплект термолюминесцентных дозиметров: считыватель информации с ТЛД HARSHAV-model-4500 с термолюминесцентными дозиметрами на основе монокристаллов LiF;

радиометр эквивалентной мощности дозы нейтронов ESM FH40-G-X;

измеритель эквивалентной мощности дозы гамма-излучения FH40G-L10PTB;

цифровой измеритель эквивалентной мощности дозы гамма излучения (обзорный) FH40G-L10;

цифровой гамма-спектрометр высокого разрешения CANBERRA DSA 1000 с программным обеспечением GENIE2000.

С целью повышения безопасности эксплуатации реактора и оперативного принятия решений при отклонении систем реактора от номинальных величин возникла необходимость в создании автоматизированной системы сбора данных РК на базе блоков детектирования и устройств обработки информации из набора АКРБ-06 [16].

Совокупность нового оборудования позволяет:

осуществлять приём данных от комплекса АКРБ-06, декодировать эту информацию декодером выходных сигналов с помощью специального программного обеспечения;

обрабатывать декодированные сигналы на сервере с помощью специального программного обеспечения;

накапливать и хранить информацию на сервере о проведенных измерениях аппаратурой АКРБ, данных индивидуального дозиметрического контроля, данных РО переносной аппаратуры в местах отсутствия датчиков РК;

одновременно отображать на экране сервера щита дозиметрического контроля текущую информацию от 100 каналов измерения радиационной обстановки;

отображать на экране сервера и компьютерах локальной сети реактора запрашиваемую информацию, в том числе и сохраненную.

Модернизированная система РК обеспечивает полное выполнение требований нормативных документов, регулирующих органов, оперативного принятия решения при возникновении различных радиационных инцидентов и прогнозирование возможных аварийных ситуаций [17].

## Выводы

Для эффективного выполнения задач радиационной защиты персонала, населения и окружающей среды реактор ВВР-М имеет систему радиационной защиты и контроля. Эксплуатация реактора осуществляется в строгом соответствии с нормами действующего законодательства. Радиационные параметры, характеризующие работу реактора, не превышают нормативных значений, а радиационная защита персонала и населения обеспечивается на необходимом уровне.

## Список литературы

1. Бать Г. А., Коченов А. С., Кабанов Л. А. Исследовательские ядерные реакторы. — М.: Энергоатомиздат, 1985. — 280 с.
2. Стратегічний план використання ДЯР ВВР-М. — К., 2004.
3. The safety of nuclear installations, Safety Series 110, IAEA, 1993.
4. Safety of research reactors: safety requirements. Safety standards series NS-R-4, IAEA, 2005.

5. Оптимизация радиационной защиты при контроле облучения персонала. Серия докладов по безопасности № 21, МАГАТЭ, 2003.
6. Occupational radiation protection. Safety Guide. Safety Standards Series No. RS-G-1.1, IAEA, Vienna, 1999
7. Програма радіаційного захисту персоналу при експлуатації ДЯР ВВР-М, №ПР-2-033-05, 2001.
8. Положення про роботу служби радіаційного контролю реактора, № ПРК-2-071-05, 2004.
9. Технологічний регламент ДЯР ВВР-М (ТР-3-2/005-05), 2000.
10. Інструкція з експлуатації ДЯР ВВР-М, № ІЕ-2-006-05, 2004.
11. Контрольні рівні опромінення персоналу (категорії А) ДЯР ВВР-М-№КР-2-039-05, 2004.
12. Контрольні рівні викидів ДЯР ВВР-М №КР-2-038-05, 2004.
13. Аварійний план на випадок аварій на ДЯР ВВР-М ІЯД НАНУ, № АП.04/02-05, 2005.
14. План взаємодії при ліквідації аварії з викиданням або загрозою викидання радіоактивних речовин на дослідницькому ядерному реакторі ВВР-М ІЯД НАНУ, №ПВ-2-069-05, 2004.
15. Оценка радиационных последствий аварий на исследовательских реакторах (методика расчета): Отчет ИАЭ им. Курчатова, инв. № 60/352. — М., 1987.
16. Аспекти радиационной защиты при проектировании атомных электростанций. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, № NS-G-1.13. ВЕНА, 2008.
17. V.N.Shevel *et al.*, Improvement of the radiation protection system at the WWR-M reactor. Proc. 2<sup>nd</sup> Int. Conference “Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy”, 9–15 June, 2008, Kyiv, Ukraine.

*Надійшла до редакції 02.04.2009.*