

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИХ КОМПЛЕКСОВ ПО КОНТРОЛЮ АКТИВНОСТИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПЕРВОГО КОНТУРА И КОНТРОЛЮ ПРОТЕЧЕК ПАРОГЕНЕРАТОРА

А. С. Казимиров¹, Л. Б. Мартынюк¹, А. Г. Исаев¹, С. М. Иевлев¹, А. Ф. Рудык²

¹НПП "АтомКомплексПрибор", Киев

²Институт ядерных исследований (ИЯИ) НАН Украины, Киев

Представлены современное состояние, перспективы развития и внедрения программно-технических комплексов СТПК-01 и ПТК «Азот-16-ПГ» на АЭС Украины и результаты их эксплуатации. Обсуждаются особенности эксплуатации комплексов, предлагаются пути решения возникающих проблем и дальнейшего развития комплексов, в том числе их совместное использование.

Опыт эксплуатации АЭС показывает необходимость, а нормативные документы по ядерной и радиационной безопасности требуют выявления отклонений от условий нормальной эксплуатации на возможно ранней стадии. Одним из направлений контроля параметров безопасной эксплуатации является радиационный технологический контроль. Задача повышения безопасности эксплуатации АЭС приводит к необходимости в обеспечении приборами и измерительно-вычислительными системами нового поколения на базе современных технологий, синтеза принципов радиометрии, спектрометрии и математического моделирования. Особенностью в тенденциях развития радиационного контроля является то, что наряду с созданием автономных спектрометрических комплексов открываются перспективы включения их в автоматизированные системы радиационного контроля (АСРК), которые в свою очередь являются подсистемами автоматизированной системы управления технологическими процессами (АСУ ТП АЭС).

ООО НПП «АтомКомплексПрибор» производится и в настоящее время внедряются на АЭС Украины спектрометрический комплекс контроля активности теплоносителя первого контура (СТПК-01) и программно-технический комплекс определения протечек в парогенераторах по активности ^{16}N в остром паре «Азот-16-ПГ» (ПТК «Азот-16-ПГ»). Данные радиационные параметры являются исходными для оценки безопасной эксплуатации АЭС.

СТПК-01 и ПТК «АЗОТ-16-ПГ» обеспечивают выполнение требований действующих нормативных документов НП 306.1.02/1.034-2000, ДСП 6.177-2005-09-02, НРБУ-97/Д-2000, ГОСТ 24451-87. По своему назначению и влиянию на безопасность они относятся к элементам нормальной эксплуатации и имеют классификационное обозначение ЗН в соответствии НП 306.1.02/1.0.34-2000. Комплексы могут функционировать как в составе АСРК, так и независимо от них.

СТПК-01

Спектрометрический комплекс контроля активности теплоносителя первого контура обеспечивает непрерывный контроль удельной активности радионуклидов ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I ($^{131-135}\text{I}$), а также реперных радионуклидов из групп благородных газов и продуктов активации, что позволяет осуществлять контроль герметичности оболочек (КГО) тепловыделяющих элементов и анализ других радиационных параметров активной зоны и теплоносителя первого контура (ТПК).

Разработаны и утверждены программа и методика метрологической аттестации, методика поверки. Аттестована "Методика выполнения измерений удельной активности гамма-излучающих радионуклидов в теплоносителе первого контура ядерных реакторов типа ВВЭР-1000" (Свидетельство № 7-30-05).

СТПК-01 введены в опытную эксплуатацию на 1-м и 2-м энергоблоках Запорожской АЭС (ЗАЭС), на 3-м и 4-м энергоблоках Ровенской АЭС (РАЭС), на 2-м энергоблоке Хмельницкой АЭС (ХАЭС).

Внедрение «СТПК-01» позволяет:

организовать непрерывный контроль активностей реперных радионуклидов ТПК, в том числе радионуклидов йода ($^{131-135}\text{I}$), регламентные значения которых определяют пределы и условия безопасной эксплуатации энергоблока;

расширить функции системы радиационного контроля;

обеспечить выполнение требований «Общих положений безопасности атомных станций» (п. 8.2.1, 8.2.10).

Испытания СТПК-01, разработка методики выполнения измерений (МВИ) и проверка работоспособности созданных алгоритмов обработки спектров были проведены на байпасной линии исследовательского реактора ВВР-М ИЯИ НАН Украины в условиях, максимально приближенных к реальным измерениям на ВВЭР-1000. В таблице представлены результаты сравнения измерений на байпасной линии и лабораторных измерений [1].

Нуклид	Байпас, Бк/л	СКО	Лабораторный анализ, Бк/л		Отличие, %
^{131}I	$2,64 \cdot 10^4$	9,2	$2,53 \cdot 10^4$	1,2	4,3
^{132}I	$2,22 \cdot 10^5$	3,2	$2,17 \cdot 10^5$	3,7	2,1
^{133}I	$8,85 \cdot 10^4$	3,4	$8,40 \cdot 10^4$	2,4	5,4
^{134}I	$3,35 \cdot 10^5$	4,3	$3,30 \cdot 10^5$	3,0	1,5
^{135}I	$2,98 \cdot 10^5$	4,4	$2,84 \cdot 10^5$	1,8	4,8
ΣI	$9,78 \cdot 10^5$		$9,40 \cdot 10^5$		4,0

В качестве контрольных значений активностей йодов использовались результаты проведенных параллельно лабораторных исследований проб теплоносителя, отобранных из этого же байпаса.

Опыт эксплуатации СТПК-01 на АЭС подтверждает хорошее совпадение (в пределах погрешности измерений) результатов лабораторных измерений проб теплоносителя с результатами измерения теплоносителя с использованием СТПК-01.

Проблемы эксплуатации СТПК-01. Выходы из строя полупроводниковых блоков детектирования происходят чаще, чем в лабораторных условиях. Проведен детальный анализ возможных причин, намечен план мероприятий по их устранению, который в настоящее время выполняется. Так, при монтаже оборудования в местах установки СТПК-01 фиксировалось низкое качество сети питания 220 В, несоблюдение условий эксплуатации по температурным показателям вследствие неудовлетворительной работы вентиляционных систем.

Дополнительные возможности СТПК-01. СТПК-01 позволяет определять удельные активности достаточно большого количества радионуклидов (группы инертных радиоактивных газов (ИРГ), галогенов, нелетучих осколков деления, продуктов активации и др.), что дает возможность проводить анализ радиационных параметров активной зоны и основного контура реактора.

Так, по удельной активности нелетучих нуклидов стронция и бария в ТПК можно судить о поверхностном загрязнении делящимися нуклидами и вводить поправки в результаты измерений при оценке числа негерметичных твэлов.

Известно [2], что контроль по пяти нуклидам йода ($^{131-135}\text{I}$), а также пяти радионуклидам ИРГ (^{133}Xe , ^{135}Xe ; $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr) позволяет корректно и достаточно надежно оценивать герметичность оболочек твэлов. Именно на использовании данных об активности этих нуклидов построено большинство расчетных моделей как в СНГ, так и за рубежом. Амплитудно-временная информация об активности продуктов деления в первом контуре позволяет определить степень и динамику разгерметизации топливовыделяющих сборок (ТВС). Трудности пробоотбора не позволили ИРГ занять надлежащую позицию в контроле герметичности оболочек твэлов (КГО). Контроль по ИРГ более оперативен и точен, так как менее инерционен и не подвержен влиянию систем водоочистки.

Определение ИРГ с помощью СТПК-01 позволит им занять надлежащее место в КГО, а также получить важную исходную информацию для контроля целостности парогенераторов, особенно на малых уровнях мощности реакторной установки.

Работа комплекса не только обеспечивает безопасную эксплуатацию реактора, но параллельно поставяет ценный массив информации (удельные активности большой группы нуклидов в динамике), который послужит основой для совершенствования методов КГО. Основное направление этого совершенствования – математическое моделирование процессов выхода продуктов деления из топлива в первый контур и на его основе образная интерпретация процессов развития повреждений оболочек твэлов и топлива при работе реактора.

В перспективе методика КГО должна давать информацию не только о радиационном состоянии технологических сред и наличии дефектов в активной зоне, отслеживать их развитие во времени, но и ориентировать на местонахождение дефектных сборок.

В реакторах типа ВВЭР используется интегральный метод оценки радиационного состояния активной зоны, что существенно ограничивает возможности поиска и локализации дефектных участков. Тем не менее, прямая спектрометрия ТПК, доставленного по байпасной линии от отдельных секторов активной зоны, позволяет оперативно осуществлять КГО как для активной зоны в целом, так и ее секторов в отдельности (у ВВЭР-1000 их четыре). Дополнительным резервом для обнаружения местоположения дефектных ТВС (дальнейшее дифференцирование КГО) может служить перекомпенсация нейтронных полей в активной зоне [3], что позволяет осуществлять локализацию и поиск дефектных ТВС в конкретных секторах. Реализация методов дифференцирования КГО на работающем реакторе позволит экономить затраты и время на проверку герметичности ТВС во время планово-предупредительных ремонтов или выгрузки активной зоны.

Очевидны преимущества непрерывного контроля активности циркулирующего по байпасу ТПК во время переходных процессов и аварийных ситуаций, наиболее критичных с точки зрения безопасной эксплуатации реакторов.

ПТК «АЗОТ-16-ПГ»

Одна из наиболее тяжелых потенциальных аварий на АЭС с ВВЭР связана с нарушением плотности парогенераторов (ПГ), т.е. нарушением третьего барьера безопасности АЭС. Стандартный метод контроля целостности (отсутствия течей из первого контура во второй) основан на периодическом лабораторном измерении удельной активности реперных радионуклидов в пробах теплоносителя второго контура и продувочной воды.

Этому методу присущ ряд недостатков. При расчете величины протечки в ПГ используются экспериментальные данные измерений удельной активности радионуклидов $^{131-135}\text{I}$, ^{24}Na и ^{42}K в теплоносителе и продувочной воде ПГ, а также учитываются технологические параметры ПГ. Однако при внезапном и стремительном развитии дефекта (например, разрыв теплообменных трубок) протечка за короткий промежуток времени может достичь и многократно превысить пределы безопасной эксплуатации. В этом случае периодический лабораторный контроль протечки ПГ недостаточен.

Непрерывный контроль герметичности ПГ в настоящее время проводится с использованием измерительных каналов штатных систем автоматического контроля радиационной безопасности (АКРБ), которые имеют низкую чувствительность (протечка ПГ регистрируется при достижении значения 50 кг/ч, при пределе безопасной эксплуатации – 5 кг/ч) и могут использоваться лишь в качестве аварийных систем. В связи с этим актуальным является осуществление непрерывного контроля протечек ПГ на действующих энергоблоках на уровнях ниже предела безопасной эксплуатации.

ПТК «Азот-16-ПГ» обеспечивает непрерывный контроль над величиной протечки теплоносителя из первого контура во второй путем измерения активности ^{16}N в остром паре.

Этот метод обнаружения течей считается наиболее современным, оперативным и чувствительным. Используемые алгоритмы расчета протечек учитывают конструкционные особенности и особенности реконструкции систем водопитания и продувки ПГ АЭС с ВВЭР-1000, которые в настоящее время установлены на АЭС Украины.

Измерение содержания радионуклидов (в данном случае ^{16}N) в протяженных объектах сложной формы (паропроводах) сопряжено с трудностями изготовления соответствующих источников для калибровки детектирующей системы по эффективности (например, изготовить текущий ПГ практически невозможно). Для преодоления этих трудностей в ПТК «Азот-16-ПГ» используется метод определения эффективности детектирующей системы в пике полного поглощения для определения объемной (удельной) активности, основанный на моделировании реального протяженного объекта излучения, детектора и поглощающих экранов. При моделировании геометрических объектов учитывается их форма, размеры и состав вещества. При разработке данного метода был проведен большой объем теоретических и экспериментальных исследований [5]. Результаты этих исследований представлены для метрологической экспертизы и метрологической аттестации МВИ «Определение активности ^{16}N в паропроводах парогенераторов АЭС». Именно то, что ПТК «АЗОТ-16-ПГ» определяет «активность», т. е. метрологически обеспеченный параметр, для которого можно определить погрешность (неопределенность) измерения и по которому рассчитывается величина протечки, является одним из принципиальных отличий ПТК «АЗОТ-16-ПГ» от зарубежных аналогов.

Методика расчета протечки теплоносителя первого контура в воду парогенераторов ПТВ-1000 АЭС с ВВЭР-1000, разработанная ВНИИАЭС, позволяет на основе непрерывного измерения объемной активности ^{16}N в остром паре ПГ определять среднее значение протечки теплоносителя в воду ПГ. Алгоритм расчета учитывает механизм формирования и доставки ^{16}N от места локализации протечки до блока детектирования. Методика устанавливает алгоритм расчета, перечень и требования к исходным данным, подход к вычислению неопределенности оценки протечки. Показано, что суммарная стандартная неопределенность результата расчета при типичных неопределенностях в исходных данных не превышает 20 %.

В настоящее время использование технических средств для определения протечек ПГ по активности ^{16}N в остром паре ПГ ограничено индикаторным режимом. Это связано с большой неопределенностью в оценке времени доставки ^{16}N от места возникновения протечки к блоку детектирования в силу малого периода полураспада ^{16}N и отсутствием достоверной информации о месте возникновения протечки в объеме ПГ. Для перевода измерительных комплексов в измерительный режим необходима дублирующая методика определения протечек ПГ, инвариантная к области локализации протечки в объеме ПГ. Для этого разработана «Методика валидации измерительных каналов АСРК контроля протечек парогенераторов АЭС». Данная методика предназначена для использования в качестве стандарта, по которому определяется коэффициент перехода от данных непрерывного контроля объемной активности ^{16}N в остром паре основного паропровода ПГ к значению протечки ПГ.

Методика расчета калибровочных значений протечки теплоносителя первого контура в воду ПТВ-100 для энергоблоков ВВЭР-1000 применяется совместно с аттестованной методикой калибровки (валидации) измерительных каналов.

В основе модели расчета протечки ПГ лежит анализ системы дифференциальных линейных уравнений, которые описывают массоперенос реперных радионуклидов по системам второго контура АЭС с ВВЭР-1000. Модель учитывает конструкционные особенности ПГ АЭС (ЗАЭС и ХАЭС), физико-химические процессы, влияющие на распределение радионуклидов по системам второго контура, и неопределенности исходных данных.

Валидация измерительных каналов определения протечки ПГ производится путем сравнения результатов измерения протечек комплексом с результатами, полученными из экспериментальных данных об удельной активности реперных радионуклидов ^{131}I - ^{135}I , ^{24}Na и ^{42}K в теплоносителе первого контура и продувочной воде из солевого отсека ПТВ-1000 и технологических параметров ПГ на момент отбора.

Контроль герметичности ПГ на основе спектрометрического определения активности ^{16}N в остром паре по сравнению со штатными системами имеет ряд преимуществ:

непрерывный контроль пределов и условий безопасной эксплуатации АЭС в части величины протечки ПГ (выполнение требований п. 8.3.8 и 8.3.9 «Общих положений безопасности атомных станций»);

возможность измерения активности ^{16}N с заданной заранее погрешностью;

возможность обнаруживать нарушения герметичности ПГ на ранних стадиях, что в свою очередь повышает безопасность и надежность эксплуатации;

возможность оперативного анализа данных о динамике развития протечки ПГ во времени, что необходимо для принятия решений по эксплуатации ПГ энергоблока;

автоматическая диагностика работоспособности узлов аппаратуры.

Блок детектирования имеет компактный и эффективно работающий модуль теплоотвода на основе тепловых труб, что позволяет не применять дополнительных систем охлаждения блока детектирования. Такие блоки детектирования могут работать при температуре окружающей среды до $200\text{ }^{\circ}\text{C}$. При этом срок работоспособности без ограничений. Изменение температуры с температурным градиентом $600\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{ч}$ не влияет на теплотехнические характеристики блока детектирования.

Блоки детектирования имеют систему термостабилизации, которая обеспечивает высокую стабильность рабочей температуры внутри блока детектирования (не хуже $\pm 2\text{ }^{\circ}\text{C}$), что позволяет обеспечить:

стабильность параметров блока детектирования в течение длительного времени;

стабильную работу всего измерительного канала.

Работа блоков детектирования при стабильной температуре в течение длительного времени позволит улучшить показатели надежности (наработка на отказ) в 1,5 - 2 раза.

Для обеспечения непрерывного автоматического контроля стабильности работы всего измерительного канала в структуру детектора введен реперный источник альфа-излучения.

На рис. 1 и 2 показаны графики изменения температуры и положения альфа-репера соответственно, блоков детектирования, которые установлены на работающих ПГ 2-го блока ХАЭС в период февраль - декабрь 2007 г. Графики свидетельствуют о стабильной работе спектрометрического тракта в указанный период.

В настоящее время ПТК «Азот-16-ПГ» введен в промышленную эксплуатацию на ХАЭС.

Перспективы использования. Отработка методических аспектов определения величины протечек в ПГ с использованием ^{16}N и метрологическая аттестация измерительных средств на основе спектрометрии ^{16}N позволит организовать контроль технологических параметров ВВЭР, измеряя различные параметры одними и теми же датчиками с применением корреляционных зависимостей.

В настоящее время не решен вопрос контроля протечек на малых уровнях мощности реакторной установки. Зарубежные производители декларируют определение величины протечек на малых мощностях по концентрации ИРГ. Однако это возможно только при совместной работе устройств КГО (СТПК-01) и устройств контроля протечек. Для реализации этой возможности необходимо проведение дополнительных исследований, включая расчетное моделирование переноса измеренной СТПК-01 композиции радионуклидов в воде первого контура через протечки во второй. При этом следует учитывать вопросы взаимодействия этой композиции с системами водоподготовки, а также то, что спектрометрия первого контура выполняется полупроводниковыми детекторами высокого разрешения, а второго – сцинтилляционными, что приводит к необходимости расчета некоторого эффективного спектра гамма-излучения. Такая работа может быть выполнена совместным научным коллективом разработчиков комплексов и специалистов по оборудованию реакторов, проблемам тепломассопереноса.

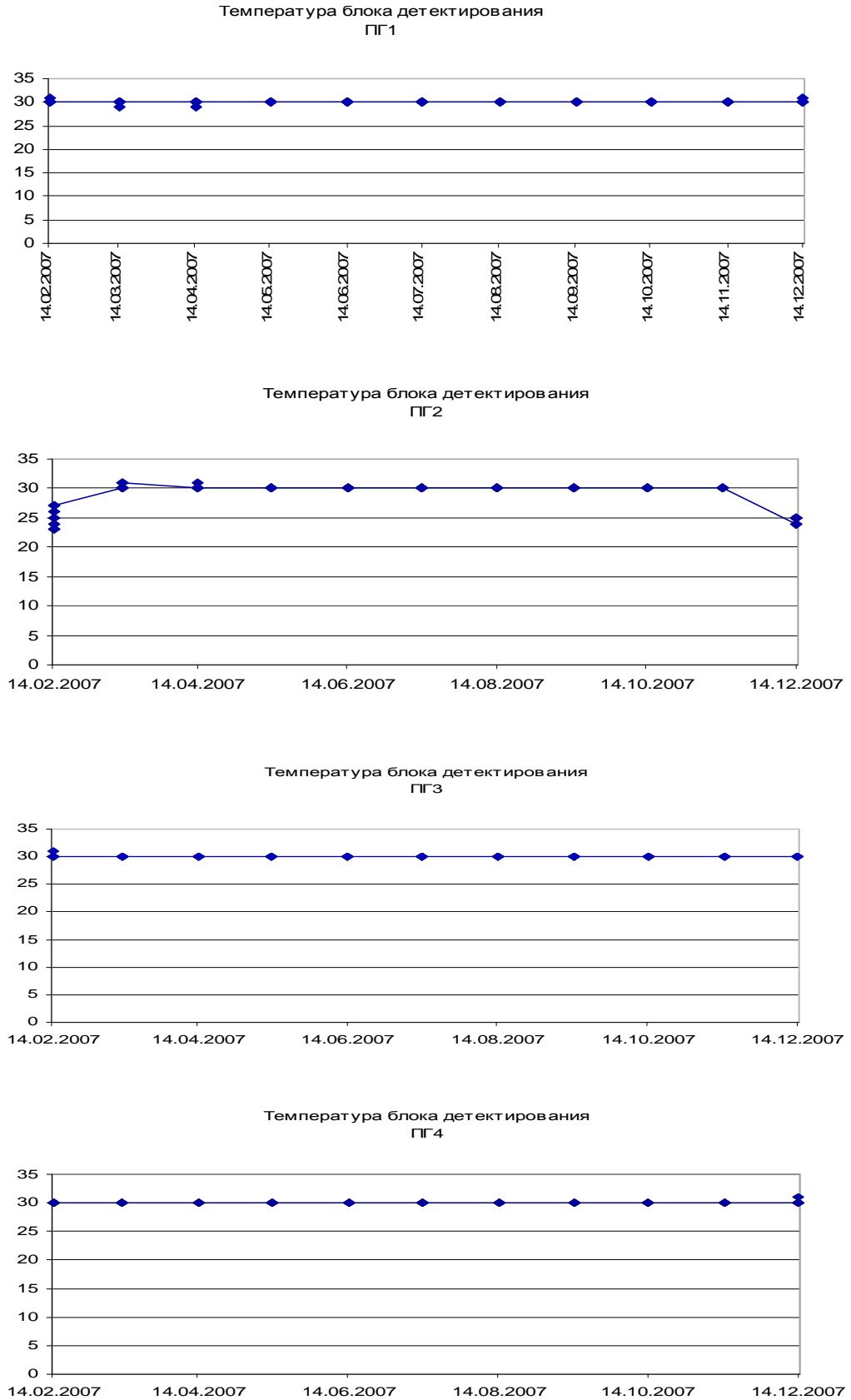


Рис. 1. Графики изменения температуры.

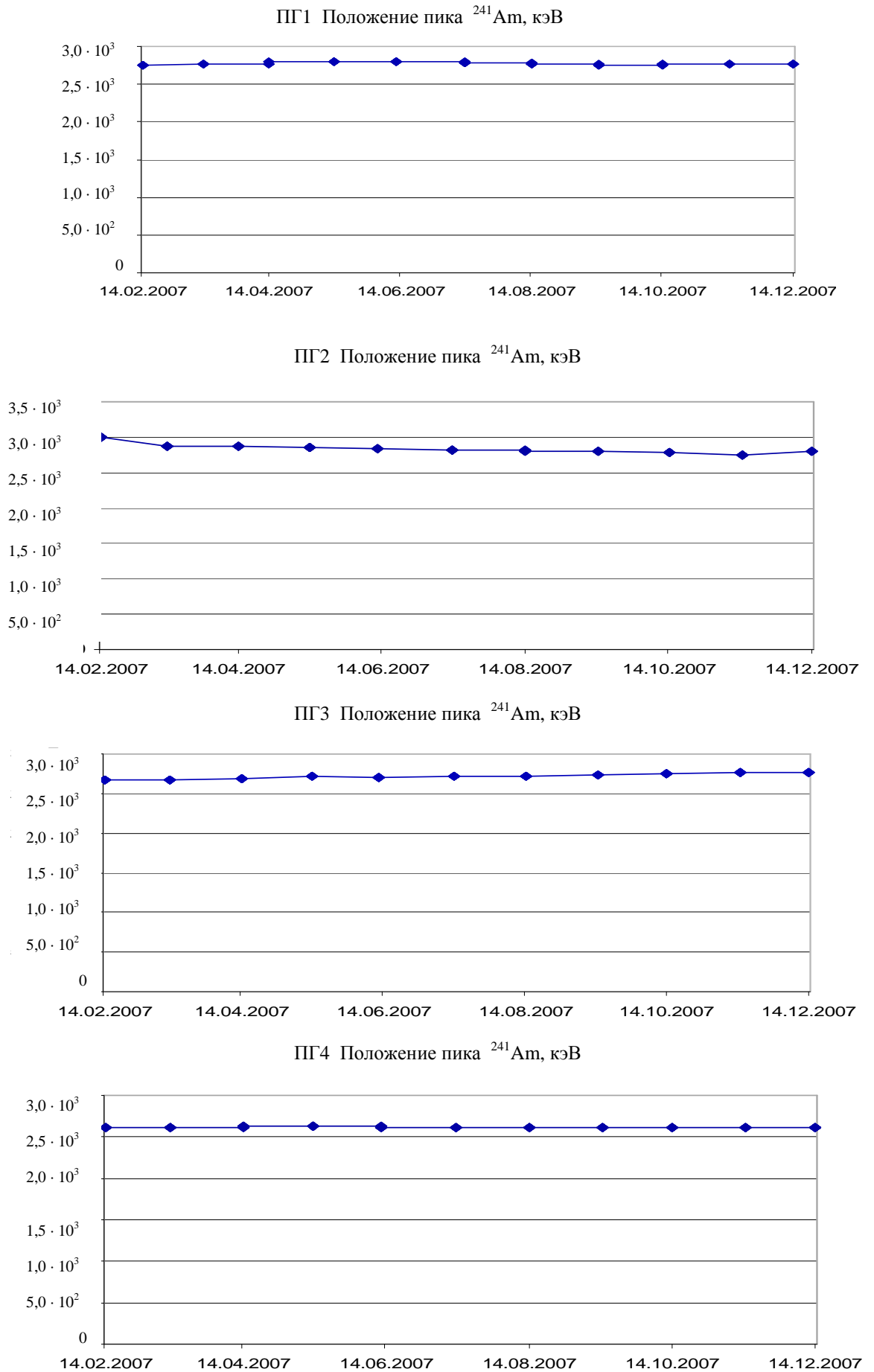


Рис. 2. Графики изменения положения альфа-репера.

Выводы

1. Применение ПТК «АЗОТ-16-ПГ» и СТПК-01 на АЭС позволяет повысить радиационную безопасность АЭС, а также уменьшить или ограничить радиационное воздействие на персонал за счет:

оперативного контроля протечек ПГ и удельной активности радионуклидов ^{131}I - ^{135}I , регламентные значения которых определяют пределы безопасной эксплуатации реакторов;

применения технических средств измерения и автоматизации, удовлетворяющих требованиям действующих нормативных документов;

уменьшения объемов лабораторного контроля проб технологических сред.

2. Обработка информации одновременно от ПТК «АЗОТ-16-ПГ» и СТПК-01 позволит существенно повысить точность определения протечек, обеспечить определение протечек при малых уровнях мощности реакторной установки, обеспечивая при этом полную совместимость аппаратных и программных средств.

3. Использование оборудования отечественного производителя позволяет сэкономить значительные финансовые средства, ускорить процессы внедрения, отработки различных методических вопросов, которые возникают как при освоении комплексов, так и при расширении возможностей за счет совместного использования.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Отработка методики измерения радиационных характеристик теплоносителя первого контура на байпасной линии исследовательского реактора ВВР-М ИЯИ: (Отчет о НИР) / ИЯИ НАН Украины, 2004.*
2. *Перспективы создания автоматических гамма-спектрометрических систем контроля радионуклидов в технологических средах АЭС / Г. П. Леонтьев, Н. А. Верховецкий, Н. Г. Рошин и др. // Сб. докл. Всесоюз. сем. "Повышение эффективности и надежности РК на АЭС". - М.: ВНИИАЭС, 1990.*
3. *Гамма-спектрометрическая система для корреляционного измерения расхода теплоносителя и тепловой мощности корпусного ядерного реактора / Е. А. Панов // Там же.*
4. *Ломакин С.С. Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон реакторов АЭС. - М.: Энергоатомиздат, 1986.*
5. *Бабенко В.В., Исаев А.Г., Казимиров О.С. Метод визначення ефективності детектуючої системи при ресстрації гамма-випромінювання від просторових об'єктів // Ядерні та радіаційні технології. - 2005. - Т. 5 (№ 1). - С. 81.*

Поступила в редакцию 12.09.08

СТАН ТА ПЕРСПЕКТИВИ РОЗВИТКУ СПЕКТРОМЕТРИЧНИХ КОМПЛЕКСІВ З КОНТРОЛЮ АКТИВНОСТІ ТЕПЛОНОСІЯ ПЕРШОГО КОНТУРУ ТА КОНТРОЛЮ ПРОТІКАННЯ ПАРОГЕНЕРАТОРА

О. С. Казимиров, Л. Б. Мартинюк, А. Г. Исаев, С. М. Исвлев, О. Т. Рудик

Представлено сучасний стан, перспективи розвитку та впровадження програмно-технічних комплексів СТПК-01 та ПТК «АЗОТ-16-ПГ» на АЕС України та результати їх експлуатації. Обговорюються особливості експлуатації комплексів, пропонуються шляхи розв'язання проблем, що виникають, а також шляхи подальшого розвитку комплексів, у тому числі їх спільне використання.

ACTUAL STATUS AND THE PROGRESS PERSPECTIVES OF THE SPECTROMETRIC COMPLEXES FOR THE PRIMARY COOLANT AND THE STEAMGENERATOR LEAKAGES' MONITORING

A. S. Kasimirov, L. B. Martynuk, A. G. Isaiev, S. M. Iievliev, A. F. Rudyk

The report presents the actual status of implementation of the program-technical complexes STPK-01 and "AZOT-16-PG" at the Ukrainian NPPs, operation results. There are discussed the operation features, proposed the ways to solve the problems arised. Authors propose the further complexes development including their joint usage.