

АНАЛИЗ ПРОБЛЕМЫ СМЕНЫ ДАТ ДЛЯ ЭНЕРГБЛОКОВ ВВЭР-1000

А. Ю. Проходцев

Южно-Украинская атомная электростанция, Украина



Рассмотрена проблема смены дат с 31.12.99 на 01.01.2000 и ее влияние на безопасность АЭС с реакторами ВВЭР-1000. Проведен анализ программного обеспечения качественной оценки опасностей от возникновения дата-зависимых сбоев. Количественная оценка значимости ошибок персонала выполнена с использованием расчетного кода SAPHIRE Ver.6.59.

ВВЕДЕНИЕ

Проблема перехода от календарных дат с 31.12.1999 на 01.01.2000 (всеобщее принятое название - Y2K) может привести к отказам или некорректной работе программного обеспечения (ПО). Ниже приведены лишь некоторые причины возникновения проблемы Y2K:

- **некорректное вычисление интервалов времени** при использовании только двух цифр при хранении дат. Например, с 1 января 1980 г. (01/01/80) по 31 декабря 1999 г. (31/12/99) пройдет 19 лет ($99-80=19$), а по 1 января 2000 (01/01/00) пройдет минус 80 ($00-80=-80$) лет. Некорректное вычисление интервалов времени **приводит к прекращению выполнения программ**, запускаемых по истечении интервалов времени.

- Некоторые программы хранят текущий год как приращение лет, прошедших от начальной точки, в качестве которой выбран определенный год. При этом приращение лет не может превышать определенного числа. Например, если в качестве начальной точки выбран 1980 год, а приращение лет не может превышать 15-ти, то программы корректно вычисляют даты до 31 декабря 1995 г. Такой **некорректный алгоритм вычисления дат** реализован в программах:

- служб времени ВМПО СКР "Хортица" (начальная точка 1980 г., максимальное приращение 15 лет);
- служб времени ПО "Вулкан-ИВК" (начальная точка 1900 г., максимальное приращение 135 лет);
- служб архивизации ПО "Вулкан-ИВК" (начальная точка 1980 г., максимальное приращение 63 года).

АНАЛИЗ ПРОБЛЕМЫ ДЛЯ ЭНЕРГБЛОКА ВВЭР-1000

Согласно информационным письмам Администрации ядерного регулирования Украины, анализ уязвимости энергоблоков к проблеме Y2K должен быть проведен до окончания ППР-99. На основании предоставленных данных будет приниматься решение о выдаче разрешения на пуск энергоблоков после ремонта. Для обоснования безопасно-

сти работы АЭС в условиях перехода на новое тысячелетие будут проведены эксперименты на остановленном оборудовании. Предварительные исследования уже дали ряд результатов, но следует признать ограниченность возможностей АЭС для такого рода работ. В условиях экономии средств привлечение высококвалифицированных специализированных подрядчиков для полнофункционального анализа и исправления ошибок невозможно. Очевидно, если АЭС не найдет спонсоров по данному направлению, ей придется самостоятельно выходить из положения.

Для энергоблока ВВЭР-1000, к которым относится блок №1 ЮУАЭС предварительно было изучено программное обеспечение и проведена качественная оценка опасностей от возникновения различного рода дата-зависимых сбоев. Применены как экспертные оценки, так и некоторые подтверждающие эксперименты. Полученные результаты представлены в табл.1.

Отметим, что ни одна из рассмотренных в Табл.1 систем не оказывает прямого управляющего воздействия на энергоблок, поэтому отказ любой из них не может вызвать исходное событие для аварии или нежелательный переходной процесс на энергоблоке. Однако, следует оценить косвенное влияние на безопасность систем поддержки операторов.

С учетом вышеприведенной таблицы ясно, что существует проблема оперативного отображения информации на мониторах АРМ "Хортица", "Уран-2М", "Титан-2". Если допустить, что в результате нестабильности в работе из-за перехода на 2000 г. ИВС станет недоступной, т.е. не будет отображаться информация о состоянии и параметрах энергоблока на БЩУ, или будет неверная информация, то риск при возникновении аварийных процессов следует оценивать с учетом деградации ИВС.

Появление сюрпризов в виде опасных переходных процессов, таких, например, как потеря электроснабжения в преддверии нового года вполне возможно по многим при-

Таблица 1

Результаты наблюдений за правильностью функционирования ПО в 2000 г.

Основные функции	Наименование комплексов программ									
	ОС CM-2M	ОС IBM-PC	КП "Комплекс Уран-2М"	ВМПО СКР "Хортица"	КП "Комплекс Титан-2"	КП по расчету "ТЭП"	КП по контролю ВХР"	АРМ "Уран-2М"	АРМ "Хортица"	АРМ "Титан-2"
Оперативный сбор информации	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Обработка информации	-	-	-	2,3	-	-	-	-	-	-
Оперативное отображение информации на мониторах	-	-	-	1	-	-	-	1	1	1
Архивация информации	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-
Представление информации на твердых копиях	-	-	1	1	1,3	1	-	1	1	1
Передача информации в вышестоящие системы	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Взаимодействие с оператором ЭВМ	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-

- - некорректности отсутствуют; 1- некорректное представление дат; 2- некорректное вычисление интервалов времени; 3- некорректный алгоритм вычисления дат.

чинам. Некоторые из них, такие как внешние пожары и потеря внешнего электропитания, могут лежать вне сферы влияния АЭС. Следовательно, надо добавить к этому высокий уровень стресса у оператора и недостоверность информации получаемой им вследствие выхода из строя ИВС при переходе в новое тысячелетие. Поэтому становится очевидным, что возможные последствия должны быть изучены заранее. Это позволило бы провести необходимое противоаварийное планирование.

АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКА ЮУАЭС

Для одного из энергоблоков ЮУАЭС проведена работа по углубленному анализу безопасности (проект SUSA - *South Ukraine Safety Analysis*). Хотя полученные данные не являются окончательными, возможна разработка подхода к анализу специфичных проблем безопасности и, в том числе, «проблемы 2000 г.» на базе полученных материалов по вероятностному анализу безопасности. При условии предварительно проведенного ВАБ на АЭС уже имеются некоторые исходные данные, которые подробно характеризуют системы АЭС. Эти данные включают как описания систем и межсистемных связей, так и количественные характеристики надежности оборудования, а также логико-вероятностные схемы.

Необходим расчет значимости действий персонала, попадающих под влияние искажений информации с ИВС. Это позволит отсеять незначительные проблемы и сосредоточиться на устранении наиболее опасных ошибок. Сгруппировав по влиянию на безопасность ошибки персонала, можно отбросить те из групп, которые либо в силу чрезвычайно малой вероятности возникновения, либо из-за логической структуры системы малозначительны. Для исключения наиболее весомых групп ошибок могут быть проведены тренировки оперативного персонала.

С другой стороны, необходимо удовлетворить требованиям Администрации ядерного регулирования по устранению проблемы Y2K. Если результаты углубленного анализа безопасности будут приняты для ЮУАЭС, тогда, очевидно, АЯР согласится и с выводами, которые будут прямо следовать из этого анализа.

Ниже даны несколько примеров из количественного анализа значимости. Специально взяты данные из разных по значимости групп. Полные результаты расчетов удобнее анализировать в виде гистограмм или графиков. Автор использовал для обработки данных средства, предоставляемые пакетом MS Access 97. Расчет значимости выполнен с использованием расчетного кода SAPHIRE Ver.6.59.

Количественная оценка значимости заключалась в определении следующих мер значимости:

$I_{FV}(X)$ - значимость по Фусселю-Веселю (Fussell-Vesely) - определение относительного вклада в частоту повреждения активной зоны (ЧПАЗ) какого-либо события по формуле:

$$I_{FV}(X) = CDF(X)/CDF = \{CDF - CDF(X=0)\} / CDF,$$

где $CDF(X)$ - сумма вкладчиков в ЧПАЗ, содержащих событие X , CDF - суммарная ЧПАЗ.

$I_B(X)$ - значимость по Бирнбауму (Birnbau's structural importance) - определение вероятности того, что система откажет при отказе элемента X (возникновение события X) по формуле:

$$I_B(X) = P_C(X=1) - P_C(X=0),$$

где $P_C(X=1)$ - вероятность отказа системы при условии, что событие X произошло; $P_C(X=0)$ - вероятность отказа системы при условии, что событие X не произошло.

Значимость по Бирнбауму имеет физический смысл только тогда, если она оценивается по отношению к системам или функциям безопасности. Следует отметить, что значимость по Бирнбауму зависит только от конфигурации системы и не принимает в рас-

чет реальные надежностные характеристики оборудования.

$I_{RA}(X)$ - значимость повышения риска (risk achievement) показывает, во сколько раз возрастет риск вследствие отказа компонента. Определяется как отношение ЧПАЗ при условии возникновения события X к ЧПАЗ. В математическом виде:

$$I_{RA}(X) = CDF(X=1) / CDF.$$

$I_{RR}(X)$ - значимость снижения риска (risk reduction) показывает, во сколько раз снизится риск вследствие повышения надежности компонента до абсолютной. Определяется как отношение ЧПАЗ к ЧПАЗ при условии, что событие X (отказ компонента) не произошло. В математическом виде:

$$I_{RR}(X) = CDF / CDF(X=0).$$

Некоторые результаты расчетов приведены в табл.2.

Действие, стоящее первым в табл 2: "Организация подпитки парогенераторов от си-

Таблица 2

Действия персонала, зависящие от информации с ИВС

Вид действия	Индикация на БЩУ	Вероятность ошибки персонала	I_{FV}	I_B	I_{RA}	I_{RR}
(В-1 ОА-Т32ЕFWD) "Организация подпитки парогенераторов от системы аварийной питательной воды" при возникновении ИСА "Средняя течь из I контура во второй по ПГ"						
Распознавание, диагностика, принятие решения	1. ↓ "Н" в ПГ по приборам на оперативной панели БЩУ и ИВС. 2. ↑ РУО. 3. Работа блокировки на включение ВПЭН по факту снижения уровня в ПГ. 4. Невключение ВПЭН.	4,23E-04	3,085E-02	1,273E-2	7,356E+01	5,4E-6
(В-1 ОА-Т31ЕFWD) "Организация подпитки парогенераторов от системы аварийной питательной воды" при возникновении ИСА "Переходные процессы, ведущие к срабатыванию АЗ"						
Распознавание, диагностика, принятие решения	1. ↓ "Н" в ПГ по приборам на оперативной панели БЩУ и ИВС. 2. ↑ РУО. 3. Работа блокировки на включение ВПЭН по факту ↓ "Н" в ПГ. 4. Невключение ВПЭН.	4,23E-04	1,356E-02	5,6E-3	3,302E+01	2,37E-6
(М-1 ОА-Т42НРГТD) "Перевод насосов системы САОЗ ВД в режим работы по линии рециркуляции" при возникновении ИСА "Средняя течь из I контура во II по ПГ"						
Распознавание, диагностика, принятие решения	1. Наличие стояночной концентрации бора в теплоносителе 1 контура по боромерам (оперативная панель БЩУ); 2. Устойчивый рост "Н" в КО (панель 4П); 3. Сигнализац. повышения "Н" в КО до 9.1 м (ЭЛИ ИВС)	1,00E-04	1,425E-04	2,498E-4	2,424E+00	2,5E-8
(D-3 ОА-Т2LPICD) "Организация долговременного отвода тепла по I контуру в случае неизоляции ПГ по питательной воде" при возникновении ИСА "Полная потеря основной питательной воды в результате течи линии подпитки ПГ"						
Распознавание, диагностика, принятие решения	1. Резкое ↓ "Н" в ПГ с базой 4000мм (панели 11П, 12П БЩУ или ИВС) и потеря информации об уровне или резкое максимальное ↑ показаний уровня в этом же ПГ из-за выкипания уравнительных сосудов с базой 1000 мм. (панели 10П и 10ПМ БЩУ или ИВС); 2. Сочетание резкого ↑ "Q" пит. воды (панели 12П и 17П БЩУ или ИВС) и мгновенной потери "Q" пара по одному ПГ (панель 17П БЩУ или ИВС) на фоне резкого ↓ "Q" пара и "Q" пит. воды остальных ПГ. 3. ↓ "Т" теплоносителя 1 контура аварийной петли; 4. Шум и запаривание в машзале	1,31E-04	6,843E-06	9,156E-6	1,052 E+00	1,2E-9

стемы аварийной питательной воды” при возникновении ИСА « Средняя течь из I контура во II по ПГ» можно отнести к имеющим большую значимость для безопасного выхода из аварийной ситуации. Ошибка при его выполнении будет означать повышение частоты плавления активной зоны в 74 раза, в соответствии с критерием значимости повышения риска I_{RA} .

В это же время нижнее из действий: “Организация долговременного отвода тепла по I контуру в случае неизоляции ПГ по питательной воде” при возникновении ИСА «Полная потеря основной питательной воды в результате течи линии подпитки ПГ» оказывает пренебрежимо малое влияние на безопасность эксплуатации АЭС в этих условиях.

Данный способ по классификации МАГАТЭ [2] относится к способам “непрямого решения проблемы” и может применяться для снижения затрат при проведении комплекса работ, направленных на устранение “проблемы 2000 г.”.

ВЫВОДЫ

- Существует потенциальный риск, представляющий собой увеличение частоты повреждения активной зоны в сравнении с текущим значением, возникающий вследствие ошибок программного обеспечения, объединяемых понятием “проблема Y2K”.
- В целом естественно выглядит проявление того факта, что увеличение риска тем больше, чем выше риск от ИСА. Это позволяет ограничить спектр ИСА кругом доминантных ИСА, чей суммарный риск составляет более 90% общего.
- Ошибки программного обеспечения не оказывают прямого влияния на возникновение и развитие аварий. Могут оцениваться только косвенные влияния.
- Результатом применения методов углубленного анализа безопасности станут противоаварийные процедуры, которые могут быть систематизированы и адаптированы на отраслевом уровне для однотипных энергоблоков.

Список литературы

1. Анализ надежности персонала // Проект углубленной оценки безопасности энергоблока №1 Южно-Украинской АЭС. – Южноукраинск, 1998.
2. Руководство по достижению готовности к «проблеме 2000 г.». – Вена: МАГАТЭ, 1998.
3. Количественная оценка, анализ неопределенности и чувствительности // Проект углубленной оценки безопасности энергоблока №1 Южно-Украинской АЭС. – Южноукраинск, 1998.

Поступила в редакцию 27.05.99.

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.