

1. GOST 14209-97. Guide to load of power oil transformers. – Introduction date 2002.01.01. – 82 p.
2. IEEE Standard, C57.91-1995, IEEE Guide for Loading Mineral Oil Immersed Transformer, 1996.
3. Montsinger V.M. Loading transformers by temperature // Trans.-Amer. Inst. electr. Eng. – 19(1930) – №3. – P. 776-790.
4. Denysenko M.A. Special aspects of electric power supply. – K.: NTUU "KPI", 2009. – 288 p.
5. Denisenko M.A., Prytyskach I.V. Stochastic evaluation of load capacity power oil transformers // Promelektro. – 2011. – № 1. – P. 25–31.

УДК 621.314.222.6.004

Н.А. Денисенко, канд. техн. наук, профессор; **И.В. Прытыскач**

Национальный технический университет Украины «Киевский политехнический институт»
ОЦЕНКА НАГРУЗОЧНОЙ СПОСОБНОСТИ СИЛОВЫХ МАСЛЯНЫХ ТРАНСФОРМАТОРОВ
ЗА КРИТЕРИЕМ ТЕРМИЧЕСКОГО ИЗНОСА ИХ ИЗОЛЯЦИИ

Значительная часть действующего оборудования систем электроснабжения была введена в эксплуатацию еще в 60-80-х годах XX века. Поэтому крайне важно уметь правильно оценивать состояние силовых трансформаторов, определять допустимость определенных режимов их работы, определять ресурс их изоляции и прогнозировать допустимый срок службы. В работе рассмотрена задача выбора силовых масляных трансформаторов с использованием стохастических моделей по различным критериям, а именно – температуры масла и ННТ обмотки трансформатора и износа его изоляции. Для этого выполнялось имитационное моделирование температур масла и ННТ обмотки трансформатора, а также относительного износа его изоляции, с получением их статистических характеристик, прежде всего, детерминированных функций квантилей по соответствующим вероятностям.

Ключевые слова: системы электроснабжения, электрическая нагрузка, трансформатор, стохастическая модель, термическая модель.

Надійшла 25.9.2013

Received 25.9.2013

УДК 621.039.58

В. Ю. Кравец, канд. техн. наук, доцент; **А. В. Сорока**

Национальный технический университет Украины «Киевский политехнический институт»

АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОТРАБОТАВШЕГО
ТОПЛИВА В БАСЕЙНАХ ВЫДЕРЖКИ ХМЕЛЬНИЦКОЙ
АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) после выгрузки из реактора временно хранится в бассейне выдержки для обеспечения спада остаточного тепловыделения, которое обусловлено активностью продуктов деления.

Анализ безопасности систем хранения ОЯТ на Хмельницкой атомной электростанции (ХАЭС) показал их несоответствие требованиям действующих нормативных документов, что в значительной степени есть следствием заложенного в нормах избыточного консерватизма. Он может быть снижен при более точном моделировании систем хранения топлива, которое учитывает реальную геометрию размещения отработавшего топлива и условия эксплуатации бассейнов выдержки (БВ). Были проведены новые расчеты, позволившие обосновать ядерную безопасность бассейнов выдержки Хмельницкой АЭС. В исследованиях использовался пакет кодов SCALE, в котором были созданы 2 модели отсеков бассейнов выдержки. Эффективный коэффициент размножения нейтронов считался методом Монте-Карло. Моделирование показало, что для блоков ХАЭС требования ядерной безопасности выполняются при нормальных условиях эксплуатации и при проектных авариях.

Ключевые слова: бассейн выдержки, отработавшее ядерное топливо, консервативный подход, нормативные требования.

Введение

Основным критерием ядерной безопасности для систем хранения и обращения с отработавшим топливом является требование непревышения коэффициентом размножения нейтронов $k_{эфф}$ величины 0,95 при нормальной эксплуатации и проектных авариях [1].

Анализ безопасности основных систем обращения с отработавшим топливом на Хмельницкой АЭС показал, что они не удовлетворяют требованиям действующих нормативных документов. Однако в значительной степени это есть следствием избыточного консерватизма нормативных требований [2].

Анализ публикаций и исследований

В соответствии с Общими положениями безопасности атомных станций (ОПБАС-2008) в проектах систем хранения и обращения с отработавшим ядерным топливом должны быть предусмотрены средства и меры, направленные на предотвращение проектных аварий и ограничение их последствий, а также обеспечивающие безопасность при любом из учитываемых проектом исходном событии с наложением одного не зависящего от исходного события отказа элементов систем безопасности [3].

Анализ ядерной безопасности системы хранения ОЯТ должен проводиться с учетом условий, при которых система имеет максимальный эффективный коэффициент размножения нейтронов, в соответствии со следующими требованиями:

- 1) при наличии в хранилище ядерного топлива с различной степенью обогащения считать, что все топливо имеет максимальное обогащение.
- 2) необходимо учитывать такое количество, распределение и плотность замедлителя (в частности, воды) в системе в результате исходных событий аварии, которое приводит к максимальному эффективному коэффициенту размножения нейтронов.
- 3) необходимо учитывать возможность увеличения коэффициента размножения нейтронов вследствие изменения его нуклидного состава при выгорании. Отработавшее топливо должно рассматриваться как свежее, если коэффициент размножения нейтронов при выгорании уменьшается.
- 4) для тепловыделяющих сборок (ТВС), содержащих выгорающие поглотители, необходимо предполагать, что они отсутствуют.
- 5) для хранилищ с гомогенными поглотителями (борированная вода) необходимо предполагать, что поглотитель отсутствует.

Ранее при анализе ядерной безопасности отсеков бассейнов выдержки с пенами системы обнаружения дефектныхборок (СОДС) Хмельницкой АЭС было показано, что в случае одновременного использования трех и более пеналов СОДС происходит нарушение критерия $k_{эфф} < 0,95$. В частности, по результатам нейтронно-физических расчетов энергоблока № 1 ХАЭС для 3-го отсека бассейна выдержки было получено значение $k_{эфф} = 0,9773$ для случая полного обезвоживания стеллажей БВ при заполненных герметичных пеналах (ГП) и пеналах СОДС неборированной водой.

Расчеты, на основании которых были получены эти результаты, были выполнены на основе избыточно консервативных допущений, в частности не учитывалось:

- 1) различное положение по высоте (разновысотность) пеналов СОДС и гермопеналов (перекрытие по высоте которых составляет 1,9-2,4 м);
- 2) наличие необслуживаемых ячеек в бассейне выдержки рядом с пенами СОДС [4].

Цели и задачи исследования

Целью работы является анализ ядерной безопасности отсеков БВ Хмельницкой АЭС с учетом реальной геометрии размещения отработанных тепловыделяющихборок и условий эксплуатации БВ.

Для достижения поставленной цели проводилось расчетное обоснование:

- 1) для топлива с максимальными размножающими свойствами;
- 2) с учетом реальной геометрии и эксплуатационного состояния пеналов СОДС бассейнов выдержки на Хмельницкой АЭС;
- 3) учетом условий оптимального замедления нейтронов – оптимальной плотности водо-воздушной смеси в бассейнах выдержки.

Описание отсеков бассейнов выдержки

На Хмельницкой АЭС используются стеллажи уплотненного хранения топлива (СУХТ) производства ПО «Ижорские заводы» и СУХТ производства концерна «Шкода».

СУХТ «Ижорские заводы» – металлоконструкция, состоящая из отдельных секций. Каждая секция состоит из опорной плиты и элементов крепления. Поглощающая часть состоит из двух блоков чехлов и гребенок (для раскрепления блоков чехлов в БВ). Кассеты устанавливаются в чехлы – шестигранные трубы из борсодержащей стали ЧС-82.

Для СУХТ концерна «Шкода» поглощающая часть состоит из двух плит толщиной 40 мм с шестигранными отверстиями, к которым приварены шестигранные трубы (чехлы). Шестигранные трубы изготовлены из борсодержащей стали «АТАВОР» плотностью 7,85 г/см³ с номинальным содержанием бора 1% весовых и частью изотопа В₁₀ – не менее 18,3% весовых единиц [5].

Технические характеристики стеллажей уплотненного хранения топлива представлены в табл. 1.

Технические характеристики СУХТ

Характеристика	СУХТ «Ижорские заводы»	СУХТ «Шкода»
Шаг между кассетами, мм	300	288
Длина поглощающей трубы (чехла), мм	4275	3590
Толщина листа поглощающей трубы, мм	5	4,2
Внутреннее отверстие чехла «под ключ», мм	257	242
Содержание бора естественного в стали	более 1,3%	более 1%
Толщина опорной плиты, мм	80	80
Сталь опорной плиты	08X18H10T	08X18H10T

Пенал герметичный ПО2-2-2 предназначен для установки в него и хранения одной ТВС с негерметичными тепловыделяющими элементами (ТВЭЛ) с целью изоляции кассеты от окружающей среды и отвода во внешнюю среду остаточных тепловыделений.

Пенал СОДС служит для установки топливной кассеты при проведении контроля герметичности ТВЭЛ. Контролируемая кассета помещается в пенал и изолируется от окружающей среды. Для охлаждения воды, выходящей из пенала, служит теплообменник.

Описание расчетной программы

Расчеты критичности проводились с использованием кода KENO-VI, который является частью комплекса программ SCALE. Использовался модуль CSAS26, обеспечивающий нахождение нейтронно-физических констант для заданной геометрии ячейки и коэффициента размножения нейтронов методом Монте-Карло. Для расчетов использовалась стандартная 44-групповая библиотека нейтронно-физических констант пакета SCALE, основанная на файлах оцененных данных ENDF/B-V, которая при хорошей корреляции расчетных и экспериментальных данных дает некоторое завышение расчетных значений коэффициента размножения нейтронов по сравнению с экспериментальными данными.

При проведении расчетов полномасштабных моделей отсеков БВ количество поколений нейтронов задавалось равным 25000, количество нейтронов в поколении – 2000.

Расположение элементов кассет, их геометрия и материальный состав соответствует ТВС ВВЭР-1000. Столб топливных таблеток внутри оболочки ТВЭЛ моделировался в виде сплошного уранового стержня с центральным отверстием. Эффективная плотность этого стержня определялась исходя из общего веса топлива в кассете и геометрических размеров топливного столба. Моделировалась разная плотность воды в стеллажах бассейнов выдержки, гермопеналах и пеналах системы обнаружения дефектных сборок, а также обезвоживание стеллажей и/или гермопеналов, пеналов СОДС.

Отсеки бассейнов выдержки представляют собой сложные несимметричные системы. Поэтому для построения моделей отсеков сначала были разработаны и протестированы модели отдельных элементов отсеков БВ, такие как:

- 1) ячейка с отработавшей тепловыделяющей сборкой (для моделирования секций с уплотненными стеллажами бассейнов выдержки с ОТВС);
- 2) ячейка с гермопеналом (для моделирования секций с ГП);
- 3) ячейка с пеналом СОДС.

Затем с помощью данных ячеек формировались модели отсеков бассейнов выдержки с учетом конкретной компоновки и конфигурации каждого отсека.

Описание расчетных моделей

Для Хмельницкой АЭС было разработано 2 модели отсеков бассейнов выдержки с пеналами СОДС, соответствующие реальной геометрии хранилищ топлива:

- Модель 1: отсек состоит из секций с уплотненными стеллажами производства «Ижорские заводы» в которых расположено 228 ТВС, и секции с 21 гермопеналами. В отсеке моделировалось 4 пенала СОДС. Разновысотность расположения отработавших кассет в стеллажах бассейнов выдержки и пеналах СОДС – 220 см. Модель 1 применима для блока Хмельницкой АЭС №1 (рис. 1).

- Модель 2: отсек состоит из секций с уплотненными стеллажами производства «Шкода», в которых расположено 241 тепловыделяющая сборка, и секции с 25 гермопеналами. В отсеке моделировалось 4 пенала СОДС. Разновысотность расположения отработавших кассет в стеллажах бассейнов выдержки и пеналах СОДС – 198,5 см. Модель 2 применима для блока Хмельницкой АЭС №2 (рис. 2) [4].

Результаты исследований

По результатам нейтронно-физических расчетов в рамках анализа проектных аварий энергоблока №1 Хмельницкой АЭС для аварий с уменьшением уровня и плотности среды (соответственно поглотителя) в БВ было получено значение $k_{эфф}=0,9773$ для отсека с пеналами СОДС для случая обезвоживания стеллажей бассейна при заполненных гермопеналах и пеналах СОДС неборированной водой (табл. 2). Полученное значение $k_{эфф}$ превышает регламентированное значение 0,95 [6].

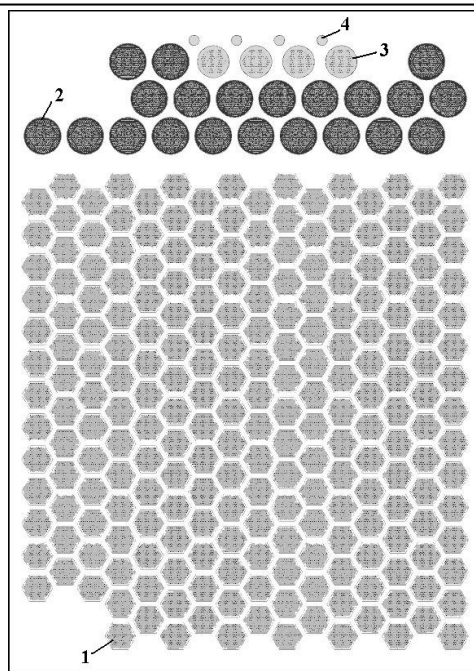


Рис. 1. Расчетная модель 1:

1 – тепловыделяющая сборка; 2 – герметичный пенал; 3 – пенал системы обнаружения дефектныхборок; 4 – теплообменник пенала СОДС.

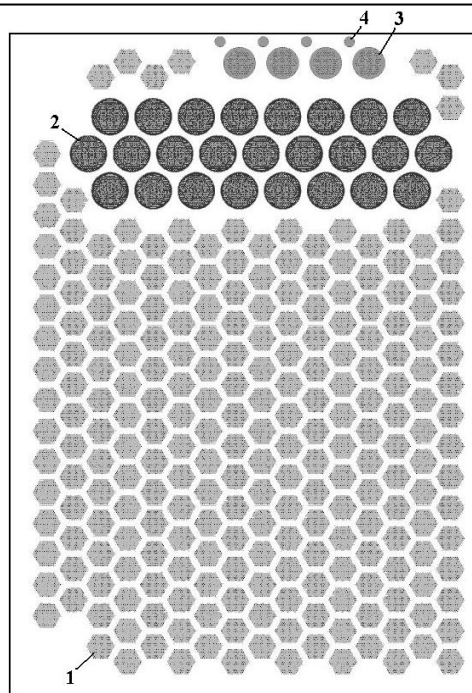


Рис. 2. Расчетная модель 2:

1 – тепловыделяющая сборка; 2 – герметичный пенал; 3 – пенал системы обнаружения дефектныхборок; 4 – теплообменник пенала СОДС.

Таблица 2

Зависимость $k_{эфф}$ от плотности среды

Плотность воды в ГП, г/см ³	Плотность среды в бассейне выдержки, г/см ³					
	Без воды	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0
Без воды	0,9745 ± 0,0003	0,9348 ± 0,0003	0,9078 ± 0,0003	0,8946 ± 0,0003	0,8871 ± 0,0003	0,9077 ± 0,0003
1,0	0,9773 ± 0,0003	0,9346 ± 0,0003	0,9091 ± 0,0003	0,8952 ± 0,0003	0,8876 ± 0,0003	0,9076 ± 0,0003

В этих исследованиях не учитывалось различное положение по высоте (разновысотность) пеналов СОДС и ГП (перекрытие по высоте которых составляет 1,9–2,4 м). Также стоит отметить, что результаты в табл. 2 были получены при заполненных каналах СОДС, что может происходить только во время перегрузки. Пеналы системы обнаружения дефектныхборок не используются ни при хранении, ни при транспортировке топлива, загружаются кассетами и заполняются водой только на непродолжительное время при перегрузке активной зоны реактора, когда уровень воды в бассейне выдержки повышается на 8 м и производится контроль функционирования систем расхолаживания, подпитки БВ и подачи раствора борной кислоты. При эксплуатации реактора оборудование пробоотборной части СОДС находится в режиме хранения. При этом контуры пробоотборной части системы промыты и осушены воздухом, а помещения пробоотборной части опломбированы. При неработающих каналах системы обнаружения дефектныхборок (т.е. при хранении топлива) требуемая подкритичность обеспечивается при любых изменениях плотности воды.

При перегрузке топлива возможно превышение требования $k_{эфф} < 0,95$ при снижении плотности среды в бассейне ниже 0,2 г/см³, сохранении воды в гермопеналах и всех 4 загруженных пеналах СОДС.

Для периода перегрузки топлива в целях более реалистичного обоснования ядерной безопасности при рассмотрении операции использования пеналов системы обнаружения дефектныхборок могут применяться следующие подходы к снижению консерватизма требований документа [1] и административные мероприятия:

- 1) учет выгорания топлива при анализе ядерной безопасности;
- 2) учет при анализе ядерной безопасности наличия в воде бассейнов выдержки борной кислоты, как контролируемого параметра безопасной эксплуатации.

При учете концентрации борной кислоты на уровне свыше 8 г/кг одновременное использование всех четырех каналов СОДС не приводит к нарушению требований ядерной безопасности, при этом $k_{эфф} \pm \sigma < 0,9407 \pm 0,0003$.

Одним из возможных корректирующих мероприятий является запрет на одновременное использование всех 4 каналов системы обнаружения дефектных сборок. При этом может измениться время перегрузки топлива.

В документе «Программа модернизации энергоблоков АЭС Украины с реакторами ВВЭР-1000 (В-320)» планируется внедрение в качестве дополнительного метода контроля герметичности оболочек (КГО) ТВЭЛ "sipping" метода, при котором контроль герметичности осуществляется во время перегрузки непосредственно в объеме рабочей штанги перегрузочной машины. Метод позволяет проводить КГО любого количества кассет, совмещая этот процесс с транспортными операциями с тепловыделяющими сборками.

Результатом внедрения такого метода является значительный экономический эффект из-за сокращения времени проведения контроля герметичности оболочек, а также повышение безопасности при обращении с топливом на АЭС» [6].

Далее приведены результаты новых расчетов, которые учитывают реальную геометрию размещения отработавшего ядерного топлива и условия эксплуатации бассейнов выдержки.

При проектных параметрах отсеков бассейнов выдержки с ТВС (концентрация борной кислоты в воде бассейнов, гермопеналов и пеналов СОДС – 16 г/кг) их критичность составляет:

- Модель 1: $k_{эфф} \pm \sigma = 0,7118 \pm 0,0001$;
- Модель 2: $k_{эфф} \pm \sigma = 0,7070 \pm 0,0001$.

Без учета растворенного в воде поглотителя (концентрация борной кислоты в воде бассейнов, гермопеналов и пеналов СОДС – 0 г/кг) критичность отсеков БВ составляет:

- Модель 1: $k_{эфф} \pm \sigma = 0,9412 \pm 0,0001$;
- Модель 2: $k_{эфф} \pm \sigma = 0,9284 \pm 0,0001$.

Таким образом, при нормальных условиях эксплуатации требование $k_{эфф} < 0,95$ выполняется.

Также были проведены расчеты для случая обезвоживания бассейнов выдержки, когда вода в БВ опускается ниже уровня топлива, а в гермопеналах и пеналах СОДС сохраняется вода с плотностью 1 г/см³. В расчетах предполагалось, что все ячейки отсеков заполнены ТВС с обогащением 4,39%, во всех гермопеналах и пеналах СОДС находятся ТВС с обогащением 4,39%. Значение $k_{эфф}$ при этом составило:

- Модель 1: $k_{эфф} \pm \sigma = 0,9434 \pm 0,0001$;
- Модель 2: $k_{эфф} \pm \sigma = 0,9431 \pm 0,0001$ [4].

По результатам новых исследований можно констатировать, что для блоков 1 и 2 Хмельницкой АЭС требования ядерной безопасности выполняются при нормальных условиях эксплуатации и при проектных авариях.

Выводы

После проведения новых исследований безопасности систем обращения с отработавшим топливом на Хмельницкой АЭС можно констатировать, что учет реальной конфигурации расположения элементов в бассейнах выдержки, в частности, разновысотности расположения ТВС в пеналах СОДС и в стеллажах бассейнов, которая не была учтена в проведенных ранее исследованиях, позволяет обосновать ядерную безопасность отсеков БВ.

Максимальное значение коэффициента размножения нейтронов получено для случая, когда вода в бассейне выдержки опускается ниже уровня топлива, а в гермопеналах и пеналах СОДС сохраняется вода с плотностью 1 г/см³, и составляет:

- Модель 1: $k_{эфф} \pm \sigma = 0,9434 \pm 0,0001$;
- Модель 2: $k_{эфф} \pm \sigma = 0,9431 \pm 0,0001$.

Данные результаты позволяют констатировать, что для блоков 1 и 2 Хмельницкой АЭС требования ядерной безопасности выполняются при нормальных условиях эксплуатации и при проектных авариях.

Проведенные расчеты показывают, что учет в обосновании ядерной безопасности отсеков БВ реальной конфигурации элементов бассейна, а также использование современных подходов к обоснованию безопасности систем хранения отработавшего топлива (принципа "burnup credit") позволяет снизить излишний консерватизм, заложенный в нормативных документах, без снижения уровня ядерной безопасности.

Список литературы

1. ПНАЭГ-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики [Текст]. – Введ. 1992-01-07. – М. : Госпроматомнадзор СССР, 1992. – 27 с.
2. Ковбасенко, Ю. П. Внедрение современных методов оценки ядерной безопасности систем обращения с отработавшим топливом на АЭС Украины [Текст] / Ю. П. Ковбасенко, М. Л. Еременко, Е.

И. Белодед, Е. А. Дудка, Я. В. Костюшко // Ядерная и радиационная безопасность. – 2008. – № 1. – С. 17–21.

3. ОПБ-2008. Общие положения безопасности атомных станций [Текст]. – Введ. 2008-25-01. – К. : ГК ЯРУ, 2008. – 42 с.

4. Анализ ядерной безопасности при размещении ТВСА в пенах СОДС энергоблоков ВВЭР-1000 АЭС Украины [Текст] : сб. науч. тр. / СКУЯЕтаП – Севастополь – 2012. – С. 25–32.

5. Описание важных для безопасности систем, оборудования и сооружений АЭС. Отчет по анализу безопасности. Техническое обоснование безопасности сооружения и эксплуатации АЭС, Книга 5 – Хмельницкая АЭС, энергоблок № 1 [Текст] : 43-930.203.035.0Б05. – 252 с.

6. Анализ ядерной безопасности систем хранения ядерного топлива украинских АЭС с реакторами ВВЭР [Текст] : сб. науч. тр. / СКУЯЕтаП – Севастополь – 2010. – С. 14–23.

УДК 621.039.58

В. Ю. Кравець, канд. техн. наук, доцент, О. В. Сорока

Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут»

АНАЛІЗ ЯДЕРНОЇ БЕЗПЕКИ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ПАЛИВА У БАСЕЙНАХ ВИТРИМКИ ХМЕЛЬНИЦЬКОЇ АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ

Відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП) після вивантаження з реактора тимчасово зберігається у басейні витримки для забезпечення спаду залишкового тепловиділення, яке обумовлене активністю продуктів ділення.

Аналіз безпеки систем зберігання ВЯП на Хмельницькій атомній електростанції (ХАЕС) показав їх невідповідність вимогам діючих нормативних документів, що в значній мірі є наслідком закладеного в нормах надлишкового консерватизму. Він може бути зменшений при більш точному моделюванні систем зберігання палива, яке враховує реальну геометрію розміщення відпрацьованого палива і умови експлуатації басейнів витримки (БВ). Були проведені нові розрахунки, які дозволили обґрунтувати ядерну безпеку басейнів витримки Хмельницької АЕС. У дослідженнях використовувався пакет кодів SCALE, в якому були створені 2 моделі відсіків басейнів витримки. Ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів був порахований методом Монте-Карло. Моделювання показало, що для блоків ХАЕС вимоги ядерної безпеки виконуються при нормальних умовах експлуатації та при проектних аваріях.

Ключові слова: басейн витримки, відпрацьоване ядерне паливо, консервативний підхід, нормативні вимоги.

V. Kravets, A. Soroka

National Technical University of Ukraine «Kyiv Polytechnic Institute»

NUCLEAR SAFETY ANALYSIS OF SPENT FUEL IN THE KHMELNITSKY NUCLEAR POWER PLANT WATER STORAGE POOLS

Spent nuclear fuel after discharge from the reactor is temporarily stored in the water storage pool to ensure recession of residual heat caused by activity of fission products.

Safety analysis of Khmelnytsky nuclear power plant (KhNPP) spent fuel storage systems showed that they don't meet the existing regulations requirements. This is largely because of excessive conservatism pledged in the documents. It can be reduced with more accurate modeling of fuel systems. Simulation must take into consideration the actual geometry of spent nuclear fuel placement and water storage pools operating conditions. New calculations have been carried out to substantiate the safety of Khmelnytsky NPP water storage pools. A SCALE program code was used to create 2 storage pool models for the study. Effective neutron multiplication factor was calculated using Monte Carlo method. Modeling showed that KhNPP units fulfill nuclear safety requirements under normal operating conditions and during design basis accidents.

Keywords: water storage pool, spent nuclear fuel, conservative approach, regulatory requirements.

1. ПНАЭ Г-14-029-91. Safety rules for storage and transport of nuclear fuel at nuclear power facilities. – in force from 1992-01-07. – М. : Gospromatomnadzor USSR, 1992. – 27 p.

2. Kovbasenko, Y. P., Yeremenko, M. L., Beloded, Y. I., Dudka, Y. A., Kostiumko, Y. V. (2008). The introduction of modern methods of evaluation of nuclear safety systems for spent fuel at nuclear power plants in Ukraine. Nuclear and Radiation Safety magazine, 2008, no. 1 – pp. 17–21.

3. ОПБ-2008. General safety of nuclear power plants. – in force from 2008-25-01. – К. : State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine, 2008. – 42.

4. Analysis of nuclear safety at placing the fuel assembly in casks of NPP units with WWER-1000 of ukrainian NPP : SNUNEI collection of scientific papers – Sevastopol – 2012. – pp. 25–32.

5. Description of systems, equipment and facilities important to safety of NPP. Safety Analysis Report. Technical safety justification of NPP construction and operation, book 5 – Khmelnytsky NPP unit № 1 : 43-930.203.035.OB05. – 252 p.

6. Nuclear safety analysis of nuclear fuel storage systems for ukrainian NPP with WWER reactors : SNUNEI collection of scientific papers – Sevastopol – 2010. – pp. 14–23.

Надійшла 11.10.2013

Received 11.10.2013

УДК 621.311

Н.В. Буслова, канд. техн. наук, доцент; А.В. Гайдук

Национальный технический университет Украины «Киевский политехнический институт»

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ТЕСТИРОВАНИЯ КАБЕЛЬНОЙ ЛИНИИ С СОСРЕДОТОЧЕННЫМ ДЕФЕКТОМ МЕТОДОМ ИМПУЛЬСНОЙ РЕФЛЕКТОМЕТРИИ

Рассмотрен современный метод диагностики кабельных линий электропередачи - метод импульсной рефлектометрии. Проанализирована реакция измеряемой линии с сосредоточенным дефектом на зондирующее воздействие.

Цель исследования: увеличение уровня эксплуатационной надежности существующих кабельных линий посредством использования эффективных методов диагностики.

Методика реализации: внедрение рефлектометрического оборудования, предназначенного для качественного обслуживания и ремонта кабельных линий.

Результаты исследований: представлена математическая модель, позволяющая моделировать процессы в реальных кабельных линиях при их диагностике методом импульсной рефлектометрии.

Выводы: использование импульсной рефлектометрии позволяет увеличить срок службы кабельных линий сверх нормативных сроков и с большей экономией затрат обеспечить их техническое обслуживание и ремонт.

Ключевые слова: диагностика, импульсная рефлектометрия, надежность, кабельная линия, техническое обслуживание.

В современных условиях развития промышленности возрастает роль кабельных линий (КЛ) в сетях связи и системах электропитания потребителей. К сожалению, в настоящее время часть ведомственных КЛ на 50-80% морально и физически изношены [1], что является одной из главных причин их аварийных отказов. Предприятиям электрических сетей, имеющим разветвленные и разбросанные по всему городу и за его пределами сети связи и электроснабжения, необходимо иметь как универсальное техническое оснащение, так и квалифицированный персонал. В техническом плане в структуре такого предприятия должно быть специализированное подразделение, например, лаборатория, в которой сконцентрировано необходимое для диагностики и испытания оборудование, предназначенное для качественного обслуживания и ремонта любой КЛ передачи: как КЛ электропередачи напряжением 6-10 кВ, так и симметричного или коаксиального кабеля связи (КС). Известно, что запас прочности КЛ рассчитывается на стадии проектирования, а при их изготовлении его величина принимает конкретное значение. Это и определяет уровень надежности работы КЛ в условиях эксплуатации.

Увеличение уровня эксплуатационной надежности КЛ можно достигнуть совершенствованием технологии производства, применением новых изоляционных материалов, конструкций и оболочек кабелей. Создать абсолютно надежное кабельное изделие невозможно. Тем самым, основной задачей при эксплуатации КЛ является сохранение его запаса прочности или поддержание уровня надежности, заложенной заводом-изготовителем на рассчитываемый срок.

В реальных условиях эксплуатации на уровень эксплуатационной надежности КЛ воздействует множество разрушающих факторов, что ведет к снижению их надежности. Для сохранения нормативного ресурса или для повышения эксплуатационной надежности КС и КЛ электропередачи