

**ХРАНЕНИЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В УСЛОВИЯХ АЭС
ЗБЕРІГАННЯ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА В
УМОВАХ АЕС
STORING OF WORKING NUCLEAR FUEL UNDER CONDITIONS OF
NPP**

Научный руководитель – доц. каф. «Технологии воды и топлива»,
канд. техн. наук Ковальчук В. И., Ковальчук В. I., Kovalchuk V. I.,
Студент - Сова Е. А., Sova E. A.

Анотация: Рассмотрены основные причины и факторы деградации контейнера для сухого хранения отработавшего ядерного топлива. На примере контейнера как защитного барьера изучена кинетика системы “контейнер + (ОЯТ)” с учетом деградации контейнера и распада радионуклидов ОЯТ.

Ключевые слова: защитный барьер, физический защитный барьер, радиационно-опасный объект, система безопасности

Анотація: Розглянуто основні причини і фактори деградації контейнера для сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива. На прикладі контейнера як захисного бар'єру вивчена кінетика системи "контейнер + відпрацьованого ядерного палива (ВЯП)" з урахуванням деградації контейнера і розпаду радіонуклідів ВЯП.

Ключові слова: захисний бар'єр, фізичний захисний бар'єр, радіаційно-небезпечний об'єкт, система безпеки

Annotation: The main causes and factors of container degradation for dry storage of spent nuclear fuel are considered. On the example of the container as a protective barrier, the kinetics of the "container + spent nuclear fuel (SNF) " system was studied taking into account the degradation of the container and the decay of SNF radionuclides.

Keywords: protective barrier, physical protective barrier, radiation-hazardous object, security system

Главным приоритетом деятельности всех АЭС в том числе и Украины является безопасная эксплуатация энергоблоков, надежность оборудования и стабильная работа энергетического объекта. После Аварии на АЭС Фукусима вопросы безопасности и надежности эксплуатации АЭС стали основными направлениями научно-технического направления в ядерной энергетике [1-5]. Одной из основных проблем поддержанием жизнеспособности АЭС при неукоснительном обеспечении безопасной и надежной эксплуатации является хранение отработавшего ядерного топлива (ОЯТ)[1].

Эксплуатация АЭС сопровождается накоплением отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) подлежащего последующей переработке с целью извлечения топливообразующих компонентов и отделение твердых радиоактивных отходов [3]. Отсутствие в Украине мощностей по переработке такого топлива вынуждает искать возможности продолжительного хранения такого топлива в условиях АЭС.

Анализ существующего опыта хранения ОЯТ показал, что разработанная и лицензированная в ряде стран технология сухого хранения в специализированных контейнерах может представлять интерес в условиях украинских АЭС. В частности, используемая на Запорожской АЭС технология сухого вентилируемого контейнерного хранения VSC-24 американской компании Duke Engineering and Services хорошо себя зарекомендовала в течение 15-ти лет.

Однако в открытых источниках отсутствует оценки надежности применяемых контейнерах в течение расчётного срока эксплуатации.

Контейнер представляет собой систему из двух компонентов: Внутренний многоместной стальной корзины и внешнего вентилируемого бетонного контейнера.

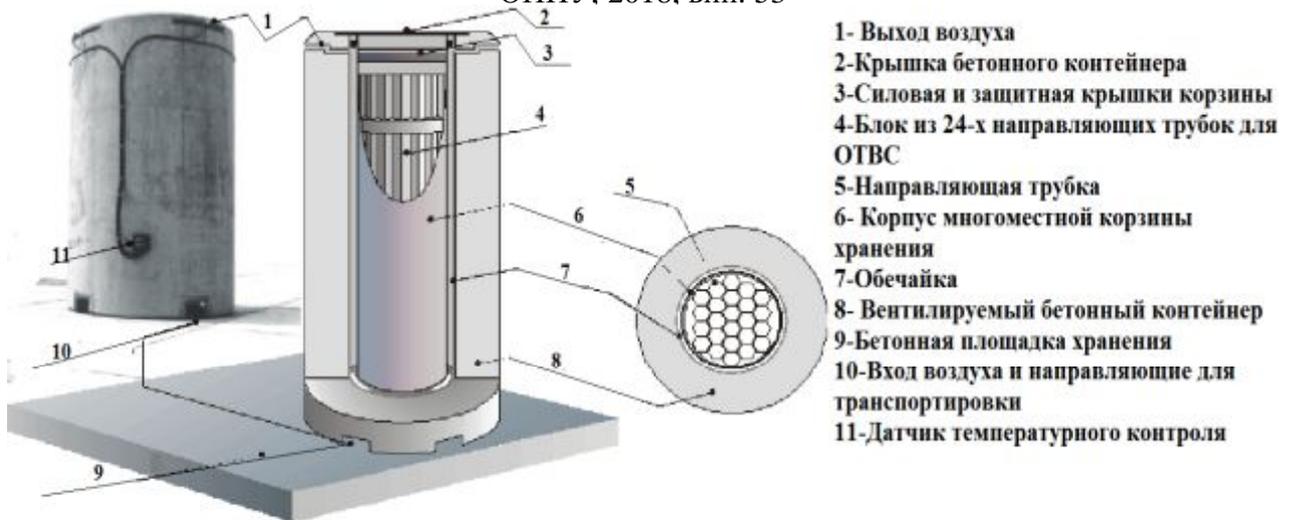


Рис. 1. Контейнер для сухого хранения отработавшего ядерного топлива

Оценка коррозионной стойкости металлической корзины позволяет предполагать, что срок ее службы при толщине стенки 26 мм составит не менее 500 лет. При качественном изготовлении корзины, надежность сварных швов и других стыков составит не меньшую продолжительность эксплуатации.

Бетонный контейнер, в отличие от металлической корзины, представляется менее надежным элементом, не смотря на применение высококачественных цементов. Бетон представляет собой сложный композиционный материал, свойства которого зависят от рецептуры, технологии приготовления и др. Это смесь песка, наполнителя (щебень разных размеров и другие материалы), цемента и воды. Технология приготовления бетона с наперед заданными свойствами представляет собой достаточно сложную задачу. Именно технология приготовления бетона определяет его пористость, т. е. количество образующихся пор и их размеры в единице объема; условия и время затвердевания, обеспечивающие однородность его свойств, отсутствие внутренних напряжений и т. д. Специфика железобетонного контейнера для хранения отработавшего топлива, по сравнению строительными конструкциями, заключается в их функции защитного барьера (ЗБ), препятствующего распространению радионуклидов в окружающую среду (ОС) и излучений на протяжении всего периода хранения без ремонта.

Сварка арматуры бетонной оболочки сопровождается изменением структуры металла в местах сварки. При помещении их в щелочную среду бетона в месте контакта могут сформироваться первичные центры потенциального разрушения материала контейнера (скрытые центры разрушения) $N(0)$, которые с течением времени со скоростью α' переходят во вторичные центры его разрушения $N'(0)$ [2]. Эта последовательность может быть представлена системой уравнений

$$\begin{cases} \frac{dN(t)}{dt} = -\alpha' N(t) & (1) \\ \frac{dN'(t)}{dt} = \alpha' N(t) - \beta N'(t) & (2) \end{cases}$$

где $N(t) = N_0 \exp(-\alpha t)$; $N'(t)$ - ; α' и β – соответственно, скорости возникновения и исчезновения потенциально опасных центров.

$N_0 = \text{const}$ - количество “критических точек”, потенциально способных, под влиянием естественного старения материала контейнера и действия на него излучения радионуклидов радиоактивных отходов (РАО) развиться в систему “центров разрушения” контейнера (“ресурсные отказы”) — $n(t)$, причем $n(0) = 0$.

Процесс образования явных (реальных) интегральных центров разрушения $n(t)$ при протекании двух рассмотренных выше последовательных процессов, описанных системой уравнений (1) и (2), когда плотность потока γ -излучения и нейтронного потока топлива достаточно велика и постоянна, можно представить линейной комбинацией данных уравнений. При этом в скорость генерации центров $n(t)$ настолько медленно изменяется со временем, что ее можно считать постоянной.

Под действием излучения радионуклидов вторичные центры могут стать реальными источниками разрушения контейнера в виде потери прочности материала.

Оболочки стального и бетонного компонентов контейнера можно рассматривать как защитные барьеры(ЗБ), которые могут быть подвергнуты разрушению внутренними и внешними факторами [2]. В общем случае к таким факторам относят:

1. Качество непосредственно самих ЗБ (проектные решения, строительство или изготовление, материалы и т. д.).
2. Качество их обслуживания (в случае, когда это, в принципе, возможно).
3. Качество (характеристики) радиоактивных материалов (РМ), негативное влияние

которых на окружающую среду (ОС), включая человека, ограничивает (полностью или частично) ЗБ, естественно, находясь под их влиянием.

4. Качество (характеристики) ОС или ее части, например внешней по отношению к периметру РОО, в которой ЗБ выполняет свои функции.

От этих же факторов в конечном итоге зависит и интегральная деградация ЗБ, которую в общем виде можно представить функциональной зависимостью:

$$\sum D^{ЗБ}(t) = F [D^{ЗБ}(t), D^{ОБСЛ}(t), D^{РМ}(t), D^{ОС}(t), t]$$

где аргументами этой функции служат кинетические зависимости деградации “проектных” свойств самого барьера ($D^{ЗБ}(t)$), качества его обслуживания ($D^{ОБСЛ}(t)$), негативного влияния на него РМ ($D^{РМ}(t)$) и ОС ($D^{ОС}(t)$).

Выводы:

- прогноз защитных функций контейнера для хранения отработавшего топлива, особенно его железобетонной оболочки, является сложной задачей;
- основную проблему представляет каркас из стальной арматуры, помещенный в бетонную оболочку;
- дополнительную сложность создает необходимость учета воздействия на деградацию контейнера окружающей среды.

Литература

1. Козлов, И. Развитие методов переоценки ядерной безопасности с учетом уроков большой аварии на АЭС Fukushima-Daiichi / И. Козлов, В. Скалозубов, Г. Оборский. — Lambert Academic Publishing, 2014. — 448 с.
2. Васильченко В. Н. Защитные барьеры в ядерной энергетике: некоторые сценарии деградации системы «контейнер + радиоактивные отходы» / В. Н. Васильченко, Я. А. Жигалов, А. В. Носовский, Г. А. Сандул / Ядерна та радіаційна безпека. - 2013, № 4(60). - С. 26- 32
3. Повышение экологической безопасности атомной энергетики Украины в постфукусимский период: монография / В.И. Скалозубов, В.Н. Ващенко, А.А. Гудима и др.; под ред. В.И. Скалозубова; НАН Украины, Ин-т проблем безопасности атом. электростанций.. — К.: «А.С.К.». - 2013. — 128 с.
4. Комплекс методов переоценки безопасности атомной энергетики Украины с учетом уроков экологических катастроф в Чернобыле и Фукусиме: монография / В.И. Скалозубов, Г.А. Оборский, И.Л. Козлов и др.; ред.: В.И. Скалозубов; Одес. нац. политехн. ун-т, НАН Украины, Ин-т проблем безопасности атом. электростанций. — Одесса: Астропринт. - 2013. — 242 с.
5. Анализ уроков тяжелых аварий на АЭС Fukushima-Daiichi для переоценки безопасности / В.И. Скалозубов, И.Л. Козлов, Т.В. Габляя и др. // Проблемы безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2014. – Вип. 23. — С. 5–12.
6. Ключников А. А. Комментарии к проекту основных требований безопасности атомных станций с учетом уроков аварии на АЭС Fukushima-Daiichi / А.А. Ключников, В.Н. Щербин, В.И. Скалозубов и др. // Проблемы безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. — 2014. — Вип. 22. — С. 51–56.
1. Скалозубов, В. И. Вопросы формирования эффективных стратегий управления тяжелыми авариями / В. И. Скалозубов, В. Н. Ващенко, Т. В. Габляя, А. А. Гудима, И. Л. Козлов // Ядерна та радіаційна безпека. – 2014. – № 1(61). – С. 26 - 28.