

Аналіз критичності розплаву під час важких аварій у корпусі реактора

Досліджено можливість виникнення самопідтримної ланцюгової ядерної реакції поділу під час розвитку важкої аварії в активній зоні реакторів ВВЕР-1000 на АЕС України. Розроблено моделі для розрахунку критичності на різних стадіях протікання важкої аварії у корпусі та шахті реактора ВВЕР-1000, виконано розрахунки розмножувальних властивостей паливовмісних мас.

Протікання важкої аварії в активній зоні реактора ВВЕР-1000 умовно поділено на сім етапів: неушкоджена активна зона, початок пошкодження (розбухання) оболонок твелів, плавлення оболонок твелів та їх стікання на опорну решітку, розплав конструкційних матеріалів, гомогенізація матеріалів на днищі корпусу реактора, розділення коріума на прошарки на днищі корпусу реактора, вихід коріума за межі шахти реактора. Показано, що на початку аварії за умови збереження геометрії паливних стрижнів можливе виникнення критичності навіть з урахуванням спрацювання системи аварійного захисту. З подальшим поширенням аварії розплав палива та конструкційних матеріалів перебуватиме в глибоко підкритичному стані за умови, що вода не зможе проникнути в пори чи порожнини розплаву. У разі утворення пор чи порожнин та проникнення в них води можливе виникнення повторної критичності. Компенсуючим засобом є додавання до охолоджуючої води розчину борної кислоти з певною концентрацією.

Відповідно до результатів розрахункового аналізу, активна зона з паливом ТВЗА (російського виробництва) потребує більшої концентрації борної кислоти у воді для компенсації розмножувальних властивостей паливної системи в аварійних ситуаціях, ніж активна зона, завантажена паливом ТВЗ-WR (виробництва компанії «Вестінгауз»), тобто ТВЗ-WR є більш безпечним виходячи з аналізу критичності

Ключові слова: важка аварія, критичність, розплав, ядерна безпека, активна зона.

Вихідною умовою в розробці стратегій управління важкими аваріями на реакторній установці є забезпечення підкритичності паливних систем, що зазнали аварії. Досягнення критичності в аварійних паливних системах може докорінно змінити характер протікання та наслідки аварії через вивільнення значної кількості додаткової енергії, що має відобразитися, зокрема, в термогідрравлічних розрахунках важкої аварії.

Тому метою статті є визначення умов та можливості виникнення самопідтримної ланцюгової ядерної реакції на всіх етапах розвитку важкої аварії в пошкодженому чи розплавленому паливі.

Роботу виконано за фінансової підтримки уряду США.

Феноменологія протікання важкої аварії в корпусі реактора

Важкі аварії супроводжуються складними фізико-хімічними та радіологічними явищами, які мають місце на різних етапах аварії. Пов'язані з цими явищами фази важкої аварії зазвичай ділять на внутрішню та зовнішню [1]:

внутрішня фаза охоплює розігрів активної зони (АкЗ), деградацію палива й переміщення матеріалу, яке відбувається всередині корпусу реактора аж до відмови (руйнування) корпусу, і подальший вихід розплавленого коріума в приміщення під захисною оболонкою;

зовнішня фаза охоплює теплову й хімічну взаємодію між уламками АкЗ і конструкцією контейнента та реакцію захисної оболонки (зокрема переміщення радіоактивних речовин).

Під час важких аварій легководних реакторів відбувається руйнація АкЗ всередині корпусу реактора і переміщення розплаву АкЗ. Ці процеси починаються з оголення (зневоднення) палива й продовжуються до відмови корпусу або до температурної та геометричної стабілізації аварійних процесів у разі заливання АкЗ водою. Переміщення розплаву АкЗ залежить від його характеристик: маси, складу (зокрема фракції металу), температури і швидкості збільшення розплаву (за рахунок поступового плавлення частин АкЗ). Процеси та їх характеристики забезпечують початкові умови для оцінки навантаження на корпус реактора. Невизначеність у цих початкових умовах часто спричиняє найбільшу невизначеність в оцінці цілісності нижньої частини корпусу реактора та цілісності захисної оболонки. Переміщення розплаву впливає, зокрема, на генерацію водню, вивільнення продуктів поділу та на переміщення, осадження й повторне випаровування радіоактивних речовин [2].

Процес руйнування АкЗ і переміщення розплаву під час важких аварій можна умовно розділити на окремі етапи:

- 1) зневоднення та руйнування палива, починаючи зі зміни геометрії твелів;
- 2) початкова фаза утворення розплаву (розплавлення металів та сплавів);
- 3) кінцева фаза утворення розплаву в реакторі (розплав кераміки й переміщення твердих керамічних уламків);
- 4) взаємодія розплаву з водою у нижній камері корпусу реактора і охолодження розплаву та уламків;
- 5) відмова днища корпусу реактора;
- 6) наслідки повторного заливання сильно пошкодженої АкЗ водою.

Важка аварія в АкЗ ВВЕР-1000 розпочинається з погіршення тепловідведення та/або втрати теплоносія. Первісна деградація тепловідільної збірки (ТВЗ) відбувається, коли твели неушкоджені. Цей етап протікає за температур, нижчих 1500 К, та охоплює закипання та (або) зниження

рівня охолоджуючої рідини, розігрів оголеної частини АкЗ, здуття оболонки твелів та їх подальший розрив (відмова палива). Ці процеси можуть протікати як внаслідок ланцюгової реакції, так і в результаті розпаду продуктів поділу (залишкового енерговиділення).

Подальше підвищення температури призводить до швидкого окиснення цирконієвих сплавів внаслідок утворення водяної пари, що супроводжується підвищенням температури і виділенням водню [3].

Перший розплав металу з'являється після перевищення температури плавлення цирконієвого сплаву. Ця температура залежить від ступеня окиснення оболонки твелів і перебуває в межах 2000—2250 К. Розплав контактує з паливом, частково розчиняє його. Внаслідок цього результативний розплав двоокису урану та цирконію містить до 30 % урану за масою.

Розплав рідкого металу переміщується вниз, до холоднішої області АкЗ, де поступово застигає, формуючи кірку. Поступове збільшення товщини кірки призводить до блокування прохідного перетину та, в свою чергу, до формування шару розплаву зверху кірки, що унеможлиблює випаровування води нижче за АкЗ.

Більш пізні фази плавлення АкЗ характеризуються поступовою втратою геометрії та масовим утворенням розплаву. З підвищенням температури та плавленням та (або) переміщенням оболонки твелів паливні таблетки втрачають опору та падають. Це призводить до формування у верхній частині залишків АкЗ пористого прошарку, що складається з фрагментів палива та окиснених шматків оболонки.

Низька проникність сформованого пористого прошарку внаслідок високої щільності (пористість 36—50 %) призводить до обмеженого доступу рідини і заважає охолодженню.

Вважається, що масове утворення розплаву оксидів починається з формування розплаву ZrO_2 при температурі 2960 К, який розчиняє UO_2 .

Швидкість течії оксидного розплаву крізь отвори в уламках невелика внаслідок міжфазного тертя.

На початкових стадіях руху розплаву течія вниз може бути зупинена формуванням твердого прошарку внаслідок контакту з більш холодними елементами (наприклад, уламками, вже наявними різноманітними прошарками або опорною решіткою, опорними стаканами тощо). Це спричинює розповсюдження розплаву убік, бічне розростання твердих прошарків та накопичення розплаву всередині таких кірок. У подальшому поведінка розплаву визначається природною циркуляцією.

Теплове навантаження в процесі розвитку аварії призводить до відмови попередньо сформованих стінок басейну розплаву і витікання розплаву. Переміщення розплаву з АкЗ до днища корпусу реактора в такому режимі, швидше за все, відбуватиметься кількома пучками протягом досить тривалого періоду часу.

Розплав, проникаючи нижче АкЗ, до нижньої частини корпусу реактора, взаємодіє із залишками води першого контуру. Інтенсивність взаємодії та подальша конфігурація коріуму залежать від кількох факторів: рівня води, стану розплаву (енерговиділення, склад) та виду протікання (один великий потік чи кілька невеликих струменів) [4].

Якщо додаткова вода не подаватиметься або розплав буде недостатньо охолоджуватися (внаслідок існування великих нефрагментованих частин або великого теплового потоку), вода випариться і уламки знов розплавляться.

Без додаткового охолодження уламків АкЗ на днищі корпусу реактора сформується великий шар розплаву. Далі, без зовнішнього охолодження корпусу, теплове навантаження від розплаву розігріватиме стінки корпусу, які тріснуть внаслідок внутрішнього тиску і ваги.

Детально хімічні взаємодії та перетворення викладені в [5], експериментальні програми та моделі наведено в [6].

Зазначимо, що в термогідрравлічних розрахунках важкої аварії треба враховувати можливість виникнення критичності з виділенням великої кількості енергії. Наприклад, у дослідженні [7] було отримано піки енерговиділення до 50 % номінальної потужності реактора.

Розроблені моделі та результати розрахунків

Для моделювання основних етапів протікання важкої аварії в АкЗ реактора ВВЕР-1000 розроблено такі розрахункові моделі:

1. Неушкоджена АкЗ реактора.
2. Початок пошкодження (розбухання) оболонки твелів.
3. Плавлення оболонки твелів та їх стікання на опорну решітку; в АкЗ залишаються паливні стрижні, напрямні канали (НК).
4. Розплав конструкційних матеріалів ТВЗ ВВЕР-1000 (оболонки, НК, ЦТ, головки, хвостовики, поглинаючі стрижні СУЗ) на опорній решітці з шаром UO_2 зверху.
5. Гомогенізована суміш матеріалів ТВЗ, частини опорних стаканів, опорної решітки та еліптичного днища шахти у днищі корпусу реактора.
6. Розділений на шари коріум на днищі корпусу реактора.
7. Коріум у шахті реактора або за її межами.

Виникнення критичності під час важкої аварії можливе лише за умови наявності водного уповільнювача (залишків води або додаткового чи повторного заливання палива/коріуму водою). Тому в розроблених моделях припускати-мемо наявність води всередині та (або) зовні палива.

Аналіз можливих наслідків утворення таких водородних систем виконано на прикладі семи дискретних конфігурацій. Звичайно, в реальності протікання важкої аварії в нашому розумінні являтиме собою безперервний процес переходу від першої моделі до шостої (всередині корпусу) через проміжні моделі 2—5. Більшу частину часу в корпусі існуватиме деяка проміжна система з ознаками різних розглянутих у цій роботі конфігурацій. Вирізнивши конфігурації, найбільш характерні з точки зору аналізу критичності, можна зробити припущення, що у реальній паливовмісній системі, яку можна представити у вигляді комбінації з кількох розглянутих моделей, реальне значення $k_{\text{эф}}$ буде не більшим за максимальне розрахункове. Остання модель — модель 7 — відповідає системі, що може виникнути після відмови корпусу і виходу значної частини коріуму в підреакторне приміщення. Вона також може бути окремим випадком моделі 4, якщо у шарі палива виникнуть порожнини, в які потрапить вода.

Розрахунки критичності проводилися з використанням розрахункового комплексу SCALE [8] (питання застосовності пакета SCALE і його бібліотек нейтронно-фізичних констант для моделювання систем зберігання та поводження з паливом реакторів ВВЕР розглянуто в [9]). Результати розрахунків наведені в формі « $k_{\text{эф}} \pm \sigma$ », де σ — стандартне відхилення визначення значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів $k_{\text{эф}}$ методом Монте-Карло. Розрахунки проводилися з використанням стандартної 238-групової бібліотеки нейтронно-фізичних констант пакета SCALE, зазначеної на файлах оцінених даних ENDF/B-VII.

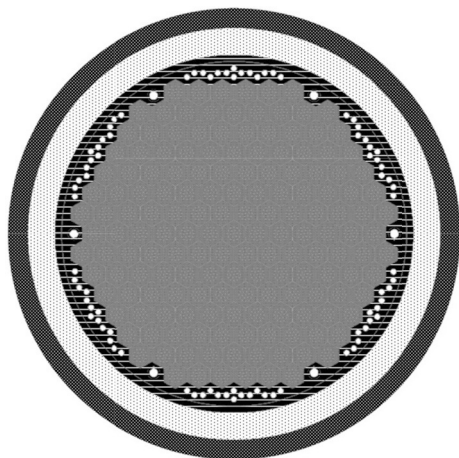


Рис. 1. Поперечний переріз розрахункової моделі реактора ВВЕР-1000 з неушкодженою АкЗ

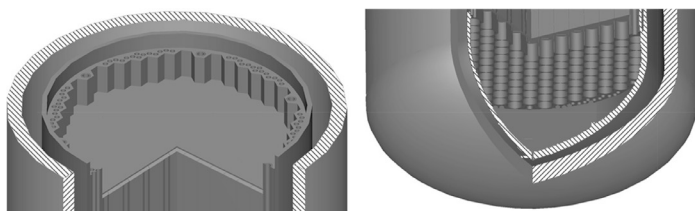


Рис. 2. Модель реактора ВВЕР-1000 (види зверху та знизу)

Початкова стадія важкої аварії в АкЗ ВВЕР-1000 розпочинається з погіршення тепловідведення та (або) втрати теплоносія. Оскільки первісна деградація ТВЗ відбувається за неушкоджених твєлів, модель 1 являє початкову конфігурацію і характеризується номінальними геометричними та матеріальними характеристиками АкЗ і внутрішньо-корпусних пристроїв (ВКП) реактора ВВЕР-1000. Модель 1 обмежена в горизонтальній площині зовнішньою стінкою корпусу реактора, у вертикальній — блоком захисних труб (БЗТ) та днищем реактора (рис. 1, 2). Граничні умови — поглинання нейтронів. У моделях 1–3, в яких ТВЗ ще зберігають свою геометрію, вони моделювалися потвельно (див. рис. 1).

АкЗ моделювалася завантаженою одним типом ТВЗ — ТВЗА (ТВЗ виробництва компанії ТВЕЛ) або ТВЗ-WR (ТВЗ виробництва компанії «Вестінгауз») — з характеристиками, що відповідають середнім характеристикам по АкЗ, яка сформована з 42 ТВЗ партії підживлення (4,4 % збагачення), 42 ТВЗ після першого року експлуатації в реакторі, 42 ТВЗ — після другого року, 37 ТВЗ — після третього. Отже, з урахуванням вигорання палива ТВЗА початкового збагачення 4,38 % середнє збагачення по АкЗ становитиме 2,48 %, а з урахуванням вигорання палива ТВЗ-WR початкового збагачення 3,82 % — 2,0 %. Паливо моделювалось у вигляді суміші ізотопів ^{235}U , ^{238}U та ^{16}O . Вміст поглинача, що вигоряє, у твєгах консервативно не враховувався. Метою дослідження було потенційне виявлення можливості виникнення критичності за певних умов протікання важкої аварії. Для більш детальних розрахунків можна враховувати іншу кількість ізотопів.

Температура води і палива та густина води відповідають експлуатаційним значенням для реакторів ВВЕР-1000:

температура теплоносія 1-го контуру — 578 К, температура палива — 1005 К, густина теплоносія 1-го контуру — 0,716 г/см³.

З метою забезпечення дотримання підкритичності для розроблених моделей було знайдено критичну концентрацію борної кислоти (C_B), яка відповідає стану розрахункової системи $k_{\text{еф}}=1,0$. Отже, для підтримання АкЗ або її розплаву в підкритичному стані потрібно подавати воду з концентрацією борної кислоти в ній не менше отриманого значення.

З піднятими стрижнями СУЗ критична концентрація борної кислоти становить 12,2 г/кг для АкЗ з ТВЗА і 9,05 г/кг — для АкЗ з ТВЗ-WR (табл. 1).

Таблиця 1. Результати розрахунків критичності моделі 1

Конфігурація АкЗ	$k_{\text{еф}}$	
	ТВЗА	ТВЗ-WR
З повністю піднятими стрижнями СУЗ	1,000132 ± 0,000094 ($C_B=12,2$ г/кг)	1,00036 ± 0,00010 ($C_B=9$ г/кг)
З опущеними стрижнями СУЗ	0,92879 ± 0,00011 ($C_B=0$ г/кг)	0,88482 ± 0,00010 ($C_B=0$ г/кг)

Як видно з результатів розрахунків, конфігурація паливовмісної системи, що відповідає моделі 1, є безпечною з огляду на загрозу виникнення критичності за умови присутності поглинаючих стрижнів СУЗ або певної концентрації борної кислоти в теплоносії. Отже, підкритичність повинна забезпечуватися стрижнями СУЗ та (або) високою концентрацією борної кислоти.

Зі зростанням температури палива (до приблизно 1500 К) відбувається оксидация та деформація оболонки твєлів до стикання одна з одною. Тому модель 2 буде схожа на модель 1, але зі збільшеним радіусом оболонки твєлів. Внутрішній радіус перерахований для збереження площини поперечного перерізу оболонки і становить 5,906 мм для ТВЗА і 5,978 мм для ТВЗ-WR.

Матеріал оболонки — сплав E110 у ТВЗА або ZIRLO у ТВЗ-WR. Для спрощення моделі оксидация не враховувалась. Фізичні характеристики елементів розрахункової схеми такі самі, як в моделі 1. Результати розрахункового аналізу наведено в табл. 2. Щоб забезпечити подачу води до АкЗ в процесі важкої аварії, в Україні використовують стратегію зниження тиску в 1-му контурі [3]. Тому додатково проведено розрахунки заповнення АкЗ водою з густиною 0,9584 г/см³ та температурою 100 °С при атмосферному тиску.

Критична концентрація борної кислоти АкЗ зі збільшеним діаметром оболонки без втрати їх цілісності, з водою між твєлами з густиною 0,9584 г/см³ та температурою 100 °С (другий рядок табл. 2) становить 7,3 г/кг для АкЗ з ТВЗА і 2,2 г/кг — для ТВЗ-WR.

Як видно з результатів розрахунків (табл. 2), з огляду на загрозу виникнення критичності конфігурація паливовмісної системи, що відповідає моделі 2, є безпечною за умови підтримання певної концентрації борної кислоти в теплоносії. Отже, підкритичність має забезпечуватись борною кислотою.

Подальше зростання температури палива (1500–2800 К) зумовлює формування шару розплаву з оболонки, конструкційних елементів ТВЗ, стрижнів СУЗ, який поступово

Таблиця 2. Результати розрахунків критичності моделі 2

Конфігурація АкЗ	$k_{\text{эф}}$	
	ТВЗА	ТВЗ-WR
Зі збільшеним діаметром оболонок без втрати їх цілісності	$0,90820 \pm 0,00010$ ($C_B = 12,2$ г/кг)	$0,886301 \pm 0,000089$ ($C_B = 9$ г/кг)
Зі збільшеним діаметром оболонок без втрати їх цілісності, з неборованою водою між твелями з густиною $0,9584$ г/см ³ та температурою 100 °С	$0,959122 \pm 0,000095$ ($C_B = 12,2$ г/кг)	$0,93501 \pm 0,00010$ ($C_B = 9$ г/кг)
	$1,07028 \pm 0,00010$ ($C_B = 0$ г/кг)	$1,02331 \pm 0,00010$ ($C_B = 0$ г/кг)
Зі збільшеним діаметром оболонок з втратою їх цілісності та заповненням внутрішнього простору борованою водою	$0,994871 \pm 0,000093$ ($C_B = 12,2$ г/кг)	$0,998544 \pm 0,000088$ ($C_B = 9$ г/кг)

Таблиця 3. Результати розрахунків критичності моделі 3

Конфігурація пошкодженої АкЗ	$k_{\text{эф}}$	
	ТВЗА	ТВЗ-WR
З повністю піднятими стрижнями СУЗ, з водою між твелями з густиною $0,9584$ г/см ³ та температурою 100 °С	$0,926562 \pm 0,000079$ ($C_B = 12,2$ г/кг)	$0,951029 \pm 0,000076$ ($C_B = 9$ г/кг)
	$1,341106 \pm 0,000093$ ($C_B = 0$ г/кг)	$1,278279 \pm 0,000088$ ($C_B = 0$ г/кг)

Таблиця 4. Результати розрахунків критичності моделі 3 з урахуванням стрижнів СУЗ

Конфігурація пошкодженої АкЗ	$k_{\text{эф}}$	
	ТВЗА	ТВЗ-WR
З повністю введеними стрижнями СУЗ, з водою між твелями з густиною $0,9584$ г/см ³ та температурою 100 °С	$1,06490 \pm 0,00010$ ($C_B = 0$ г/кг)	$1,00893 \pm 0,00010$ ($C_B = 0$ г/кг)

стікає вниз, на нижні кінцевики ТВЗ та опорну решітку, де частково охолоджується. Внаслідок цього процесу ми переходимо до моделі 3.

Модель 3 являє собою залишки паливних стрижнів у АкЗ з розплавом конструкційних матеріалів на опорній решітці. Консервативно зменшення кількості урану внаслідок взаємодії з Zr оболонок не враховувалось. На початку цього етапу стрижні СУЗ не руйнуються. Результати розрахункового аналізу наведено в табл. 3.

Приймаючи, що всередині вигородки між паливними стовпами, напрямними та центральними каналами (та кутками в ТВЗА) загальний об'єм оболонок твелів з усієї АкЗ у формі розплаву дорівнює $3,27$ м³ для ТВЗА та $2,78$ м³ для ТВЗ-WR, висота розплаву цирконієвих сплавів становитиме над опорною решіткою $74,5$ см для ТВЗА та $71,2$ см для ТВЗ-WR.

Тут і далі для розрахунку об'єму, зайнятого паливовмісною масою та іншими матеріалами АкЗ та ВКП реактора ВВЕР-1000, використано дані проекту реакторної установки ВВЕР-1000 (В-320) щодо мас елементів АкЗ і складу та густини металів і сплавів. Отриманий об'єм розподілявся всередині шахти та (або) корпусу реактора відповідно до опису моделей.

Критична концентрація борної кислоти для АкЗ з повністю піднятими стрижнями СУЗ, з водою між твелями з густиною $0,9584$ г/см³ та температурою 100 °С відповідно

до результатів проведених розрахунків становить $9,2$ г/кг для АкЗ з ТВЗА і $7,25$ г/кг — для ТВЗ-WR.

У наведених розрахунках не враховувалась наявність стрижнів СУЗ. Результати розрахунків для випадку, коли спрацював аварійний захист і стрижні СУЗ введені, наведено в табл. 4.

Критична концентрація борної кислоти пошкодженої АкЗ з повністю введеними стрижнями СУЗ, з водою між твелями з густиною $0,9584$ г/см³ та температурою 100 °С становить $2,1$ г/кг для АкЗ з ТВЗА і $0,26$ г/кг — для ТВЗWR.

Як видно з результатів розрахунків, наведених у табл. 3 та 4, з огляду на загрозу виникнення критичності конфігурація паливовмісної системи, що відповідає моделі 3, є безпечною за умови наявності певної концентрації борної кислоти в теплоносії. Ефективності стрижнів СУЗ недостатньо для приведення пошкодженої АкЗ у безпечний стан. Отже, підкритичність має забезпечуватись борною кислотою.

З подальшим підвищенням температури (2800 — 2900 К) паливо плавиться та стікає на розплавлені конструкційних матеріалів. Тому в подальших розрахунках приймалась не ефективна, а теоретична густина UO_2 $10,96$ г/см³.

Модель 4 являє собою розплавлені конструкційних матеріалів ТВЗ ВВЕР-1000 (оболонки, НК, головки, хвостовики, поглинаючі стрижні СУЗ) на опорній решітці з шаром UO_2 відповідної товщини зверху. Для палива ТВЗА товщина шару конструкційних матеріалів дорівнювала

Таблиця 5. Результати розрахунків критичності моделі 4

Конфігурація паливовмісної системи	$k_{\text{эф}}$	
	ТВЗА	ТВ3-WR
Розплав АкЗ, вкритий зверху водою з густиною 0,9584 г/см ³ та температурою 100 °С	0,621016 ± 0,000086 ($C_B=0$ г/кг)	0,581204 ± 0,000093 ($C_B=0$ г/кг)

Таблиця 6. Результати розрахунків критичності моделі 5

Конфігурація паливовмісної системи	$k_{\text{эф}}$	
	ТВЗА	ТВ3-WR
Розплав АкЗ, вкритий зверху водою з густиною 0,9584 г/см ³ та температурою 100 °С	0,402558 ± 0,000042 ($C_B=0$ г/кг)	0,373820 ± 0,000043 ($C_B=0$ г/кг)

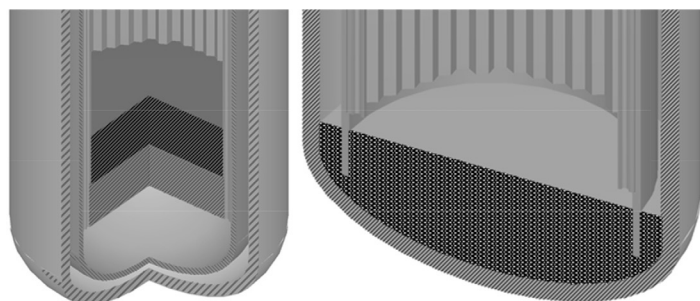


Рис. 3. Розрахункові моделі 4 (зліва) та 5 (справа)

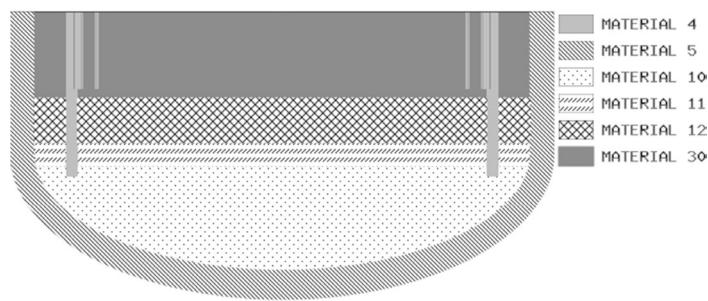


Рис. 4. Переріз розрахункової моделі 6: material 4 — шахта, вигорodka; material 5 — корпус реактора; material 10 — двоокис урану; material 11 — нержавіюча сталь опорної решітки, стаканів та головки, хвостовики, НК, ДР; material 12 — оболонки твелів, кутики, ТВЗ, стрижні СУЗ.

71,4 см, UO_2 — 94,4 см; для палива ТВ3-WR — відповідно 69,9 см та 105 см. Над рештками АкЗ моделювалась вода з густиною 0,9584 г/см³ та температурою 100 °С (рис. 3). Результати розрахункового аналізу наведено в табл. 5.

Як видно з результатів розрахунків (табл. 5), з огляду на загрозу виникнення критичності конфігурація паливовмісної системи, що відповідає моделі 4, є досить безпечною. Навіть у разі заливання системи неборованою водою $k_{\text{эф}}$ буде набагато меншим за одиницю, тобто система буде далека від загрози виникнення критичності.

Збільшення тепловиділення розплаву внаслідок додавання палива до розплаву з часом може призвести до повторного розплавлення матеріалів ТВЗ, руйнування опорної решітки та опорних стаканів, і частина розплаву може потрапити далі у нижню камеру корпусу реактора. З часом (на подальших етапах розвитку аварії) це може стати причиною руйнування днища реактора. Такому етапу розвитку важкої аварії відповідає модель 5. Вона являє собою гомогенізовану суміш матеріалів ТВЗ, частини опорних стаканів, опорної решітки та еліптичного днища шахти (див. рис. 3). Результати консервативного розрахункового аналізу наведено в табл. 6.

Сумарний об'єм розплаву становить 13 м³ для ТВЗА та 13,75 м³ для ТВ3-WR.

Для палива ТВЗА проведено розрахунок з урахуванням розплаву всієї опорної решітки та всіх опорних стаканів (сумарний об'єм 15,2 м³). У цьому випадку $k_{\text{эф}} = 0,369834 \pm 0,000037$, тобто додавання нержавіючої сталі збільшує підкритичність результуючого розплаву.

Як видно з результатів розрахунків (табл. 6), з огляду на загрозу виникнення критичності конфігурація паливовмісної системи, що відповідає моделі 5, є досить безпечною. Навіть у разі заливання системи неборованою водою $k_{\text{эф}}$ буде набагато меншим за одиницю, тобто система буде далека від загрози виникнення критичності.

З часом система, розглянута на прикладі моделі 5, стратифікується відповідно до густини та фізичної форми утворень (кірка, кераміка, оксиди). Тому модель 6 (рис. 4) являє собою розділений на три шари коріум у днищі корпусу реактора: зверху — легкі сплави, окиси, матеріал стрижнів СУЗ (товщина 37,7 см для ТВЗА та 31,3 см для ТВ3-WR), далі — сталь та окиси матеріалів опорної решітки, стаканів,

Таблиця 7. Результати розрахунки критичності моделі 6

Конфігурація паливовмісної системи	$k_{\text{эф}}$	
	ТВЗА	ТВ3-WR
Розплав АкЗ, вкритий зверху водою з густиною 0,9584 г/см ³ та температурою 100 °С	0,561396 ± 0,000060 ($C_B=0$ г/кг)	0,509364 ± 0,000060 ($C_B=0$ г/кг)

Таблиця 8. Результати розрахунку критичності моделі 7

Конфігурація	$k_{\text{эф max}}$	
	ТВЗА	ТВЗ-WR
Півсфера паливовмісної маси з UO_2 :		
вода у порожнинах та зовні паливовмісної маси має густину $0,9584 \text{ г/см}^3$ та температуру $100 \text{ }^\circ\text{C}$ ($C_B=0 \text{ г/кг}$)	$1,10504 \pm 0,00037$	$1,06127 \pm 0,00033$
вода у порожнинах має густину $0,9584 \text{ г/см}^3$ та температуру $100 \text{ }^\circ\text{C}$ ($C_B=0 \text{ г/кг}$), а зовні паливовмісної маси — густину $0,9982 \text{ г/см}^3$ та температуру $20 \text{ }^\circ\text{C}$ ($C_B=0 \text{ г/кг}$)	$1,10463 \pm 0,00030$	$1,06000 \pm 0,00035$
Півсфера паливовмісної маси з UO_2 , вкрита шаром з розплаву металів:		
вода у порожнинах та зовні паливовмісної маси має густину $0,9584 \text{ г/см}^3$ та температуру $100 \text{ }^\circ\text{C}$ ($C_B=0 \text{ г/кг}$)	$1,11762 \pm 0,00031$	$1,07246 \pm 0,00035$

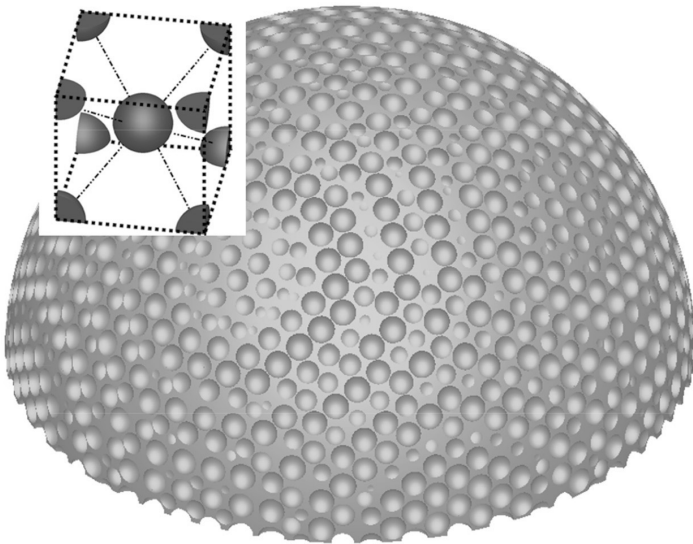


Рис. 5. Розрахункова модель 7

ТВЗ (товщина 19,3 см для ТВЗА та 23,5 см для ТВЗ-WR), знизу — двоокис урану (87 см для ТВЗА та 94,8 см для ТВЗ-WR від днища корпусу реактора). Результати розрахункового аналізу наведено в табл. 7.

Як видно з результатів розрахунків (табл. 7), з огляду на загрозу виникнення критичності конфігурація паливовмісної системи, що відповідає моделі 6, є досить безпечною. Навіть у разі заливання системи неборованою водою $k_{\text{эф}}$ буде набагато меншим за одиницю, тобто система буде далека від загрози виникнення критичності.

Після руйнування днища реактора можливе витікання (виприскування) розплаву рідкого коріуму з корпусу реактора в шахту та його поступове перетворення на твердий коріум у шахті реактора. Твердий коріум може утворюватися і всередині корпусу реактора без його руйнування в разі охолодження та застигання рідкого розплаву.

На цій стадії аварії також можливою є загроза виникнення критичності внаслідок контакту коріуму з водою. Зважаючи на критичність, обгинаючим (найбільш консервативним) випадком буде руйнація днища та створення формації з коріуму на підлозі шахти реактора

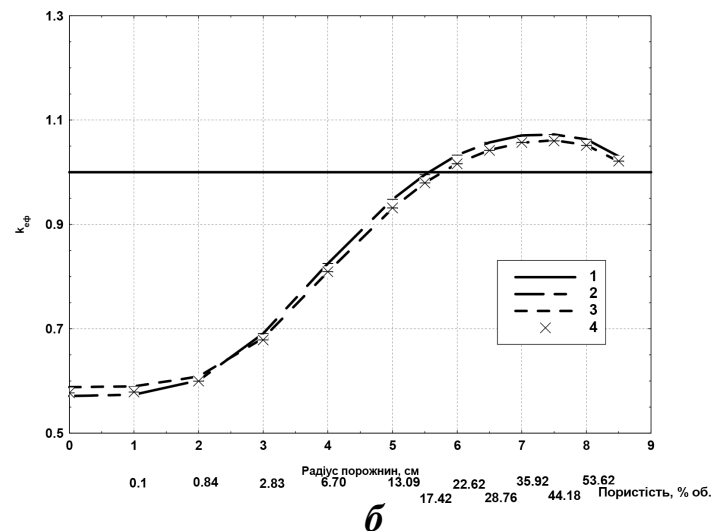
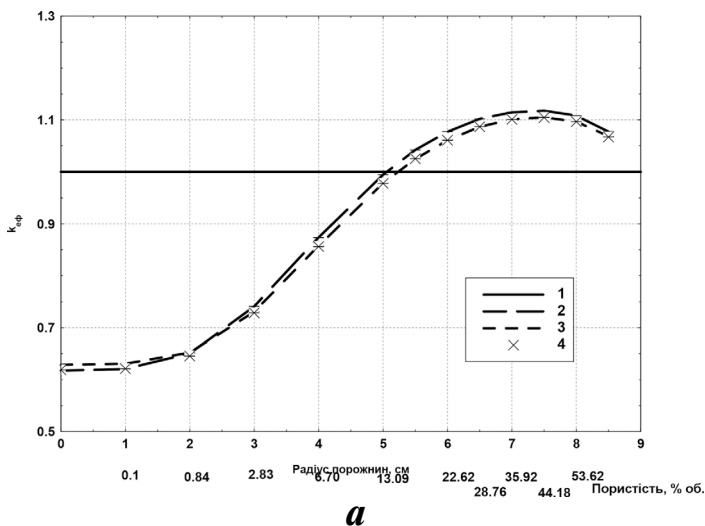


Рис. 6. Результати розрахунків моделі 7:
а — ТВЗА; б — ТВЗ-WR:

1 — $k_{\text{эф}} = 1,0$; 2 — густина води в порожнинах та зовні паливовмісної маси $0,9584 \text{ г/см}^3$, температура $100 \text{ }^\circ\text{C}$, шар сталі;
3 — густина води в порожнинах та зовні паливовмісної маси $0,9584 \text{ г/см}^3$, температура $100 \text{ }^\circ\text{C}$; 4 — густина води в порожнинах паливовмісної маси $0,9584 \text{ г/см}^3$, температура $100 \text{ }^\circ\text{C}$, густина води зовні паливовмісної маси $0,9982 \text{ г/см}^3$, температура $20 \text{ }^\circ\text{C}$

у вигляді півкулі (модель 7) для найменшого витоку нейтронів. Уповільнення нейтронів моделювалось за допомогою сферичних порожнин у паливі, заповнених водою. Півсферична конфігурація паливовмісного матеріалу моделювалась розрахунковими чарунками 20×20 см у формі куба, в кутках та центрі яких моделювались порожнини (рис. 5). Умови уповільнення нейтронів моделювались зміною радіуса порожнин з відповідною зміною загального радіуса півсфери (об'єм паливовмісного матеріалу зберігається постійним). Така модель подібна до моделі, що розглянута в [5, 6]. Результати розрахунків наведено в табл. 8. Аналізувалась можливість застигання спочатку тільки розплаву палива, який потім вкривався розплавом сталей та поглиначів з моделі 6 ([7], рис. 6).

Найбільше значення коефіцієнта розмноження нейтронів спостерігається при пористості 44 %, що збігається з результатами [8]. В активній зоні, завантаженої ТВЗА, критична концентрація борної кислоти становить 1,7 г/кг для півсфери без шару металу і 1,9 г/кг — для півсфери паливовмісної маси, вкритої шаром сталі. Аналогічно для АкЗ, завантаженої ТВЗ-WR, критична концентрація борної кислоти становить відповідно 0,9 г/кг для півсфери без шару металу і 1,1 г/кг — для півсфери паливовмісної маси, вкритої шаром сталі.

Як видно з результатів розрахунків (див. табл. 8, рис. 6), зважаючи на загрозу виникнення критичності, конфігурація паливовмісної системи, що відповідає моделі 7, за деяких умов може стати небезпечною. Якщо залити систему неборованою водою, $k_{\text{эф}}$ може перевищити одиницю в разі проникнення води в пори паливовмісної маси при пористості понад 13 %.

Висновки

Заходами зі зменшення наслідків важкої аварії передбачено подання води з борною кислотою для охолодження АкЗ (пошкодженого палива, паливовмісної маси). Але в разі неможливості використання запасу бору або після його вичерпання можливе zalивання реактора та (або) шахти реактора водою без бору або з меншим вмістом бору. Такі дії допоможуть зменшити температуру паливовмісної маси, але й можуть призвести до виникнення критичності, про що зазначалось у [9]. У статті наведено результати розрахункового аналізу критичності можливих конфігурацій палива під час протікання важкої аварії в реакторі ВВЕР-1000 та оцінено концентрацію борної кислоти для приведення коріуму в безпечний стан.

Розрахунковим аналізом показано, що на початку аварії за умови збереження геометрії паливних стрижнів можливе виникнення критичності навіть з урахуванням спрацювання системи аварійного захисту (введення стрижнів СУЗ в АкЗ, моделі 1—3). Приведення пошкодженої АкЗ до безпечного стану можливе лише за умови zalивання водою з борною кислотою з концентрацією понад 2,1 г/кг для АкЗ з ТВЗА і понад 0,26 г/кг — для ТВЗ-WR. Мінімально необхідна для досягнення безпечного стану концентрація борної кислоти зумовлена, перш за все, різницею у середньому збагаченні палива по АкЗ з ТВЗА та ТВЗ-WR.

З подальшим поширенням аварії розплав палива та конструкційних матеріалів перебуватиме в глибоко підкритичному стані за умови, що вода не зможе проникнути в пори чи порожнини розплаву (моделі 4—6). У разі утворення порожнин та проникнення в них

води (модель 7) коефіцієнт розмноження нейтронів перевищує значення 1,0, якщо пористість (відношення об'єму порожнин до загального об'єму палива з порожнинами) більша за 13 % для палива ТВЗА і більша за 17,4 % для палива ТВЗ-WR. Компенсуючим засобом є додавання до охолоджуючої води розчину борної кислоти з концентрацією понад 1,9 г/кг для палива ТВЗА і понад 1,1 г/кг для палива ТВЗ-WR.

Отже, на етапах важкої аварії, що відповідають моделям 1—3 та 7 чи їх комбінаціям, за певних умов можливо досягнення критичності. На етапах важкої аварії, які відповідають моделям 4—6, досягнення критичності малоймовірно навіть у разі zalивання системи неборованою водою.

Відповідно до результатів розрахункового аналізу, АкЗ з паливом ТВЗА потребує більшої концентрації борної кислоти для компенсації розмножувальних властивостей в аварійних ситуаціях, ніж АкЗ з паливом ТВЗ-WR, тобто ТВЗ-WR є більш безпечним виходячи з аналізу критичності.

Список використаної літератури

1. Approaches and tools for severe accident analysis for nuclear power plants. Vienna : International Atomic Energy Agency, 2008. (Safety reports series No. 56).
2. Wright Robert W. (1996). Current Status of Core Degradation and Melt Progression in Severe LWR Accidents. *Advances in Nuclear Science and Technology*. Vol. 24, pp. 283—313.
3. Cronenberg A. W. In-Vessel Zircaloy Oxidation/Hydrogen Generation Behavior During Severe Accidents. US NRC, 1990. (NUREG/CR-5597).
4. Best-practices guidelines for L2PSA development and applications. Vol. 2. Best practices for the Gen II PWR, Gen II BWR L2PSAs. Extension to Gen III reactors. Technical report ASAMP2/WP2&3/2013—35. Rapport IRSN/PSN-RES/SAG/2013—0177.
5. Skokan A. and Holleck H. The significance of chemical reactions between reactor materials under core melting conditions. *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 103, Issue 1, 1987, pp. 107—113. URL: [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(87\)90288-3](https://doi.org/10.1016/0029-5493(87)90288-3)
6. Jacquemain Didier (Coordinator). Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents. IRSN, 2015. 434 p. (Science and Technology Series).
7. Frid W., Hujerup F. et al. Severe Accident Recriticality Analyses (SARA). SKI Report 99:32. ECINV-SARA(99)-D016. 1999.
8. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. ORNL/TM-2005/39 Version 6 Vols. I-III — Oak Ridge, Tennessee: ORNL, 2009.
9. Kovbasenko Y., Khalimonchuk V., Kuchin A., Bilodid Y., Yermenko M., Dudka O. Validation of SCALE Sequence CSAS26 for Criticality Safety Analysis of VVER and RBMK Fuel Designs. Richland, PNNL, 2002. 149 p. (NUREG/CR-6736, PNNL-13694).
10. Национальный отчет Украины : Результаты проведения «стресс-тестов» / Государственная инспекция ядерного регулирования Украины. К., 2011. 136 с.
11. Jeong Hae Sun, Park Chang Je, Song Jin Ho, Ha Kwang Soon. Analysis on the Multiplication Factor with a Change of Corium Mass and Void Fraction. Proc. of 2013 spring meeting of the KNS, Kwangju (Korea, Republic of), 29—31 May 2013. Daejeon (Korea, Republic of): Korean Nuclear Society, 2013, pp. 199—200.
12. Jeong Hae Sun, Song Jin Ho, Park Chang Je, Ha Kwang Soon, Song Yong Mann, and Ryu Eun Hyun. Re-criticality Assessment Following Reactor Core Damage in Fukushima Unit 2. Proc. of 2012 autumn meeting of the KNS, Kyungju (Korea, Republic of), 24—26 Oct 2012. Daejeon (Korea, Republic of): Korean Nuclear Society.
13. Dinh T. N., Konovalikhin M. J. and Sehgal B. R. Core melt spreading on a reactor containment floor. *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 36, No. 4, 2000, pp. 405—468.

14. UKEPR-0002–162 Issue 05. Generic Design Acceptance. Pre-Construction Safety Report. Sub-chapter 16.2. Severe accident analysis (RRC-B). 2012.

15. WENRA RHWG Guidance Document Issue F: Design Extension of Existing Reactors. 29 September, 2014.

References

1. IAEA Safety Series No. 56. Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants, Vienna, International Atomic Energy Agency, 2008.

2. Wright Robert, W. (1996), “Current Status of Core Degradation and Melt Progression in Severe LWR Accidents”, *Advances in Nuclear Science and Technology*, Vol. 24, pp. 283–313.

3. Cronenberg, A. W. (1990), “In-Vessel Zircaloy Oxidation/Hydrogen Generation Behavior during Severe Accidents”, US NRC (NUREG/CR-5597).

4. Best-Practices Guidelines for L2PSA Development and Applications, Vol. 2, Best Practices for the Gen II PWR, Gen II BWR L2PSAs, Extension to Gen III Reactors, Technical Report ASAMPSA2/WP2&3/2013-35, Rapport IRSN/PSN-RES/SAG/2013–0177.

5. Skokan, A., Holleck, H. (1987), “The Significance of Chemical Reactions between Reactor Materials under Core Melting Conditions. Nuclear Engineering and Design, Vol. 103, Issue 1, 1987, pp. 107–113, available at: [https://doi.org/10.1016/0029-5493\(87\)90288-3](https://doi.org/10.1016/0029-5493(87)90288-3)

6. Jacquemain, D. (2015), *Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents*, IRSN, Science and Technology Series, 434 p.

7. Frid W., Hujerup F. et al. (1999), “Severe Accident Recriticality Analyses (SARA)”, SKI Report 99:32, ECINV-SARA(99)-D016.

8. SCALE. A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, ORNL/TM-2005/39 Version 6 Vols, I-III — Oak Ridge, Tennessee, ORNL, 2009.

9. Kovbasenko, Y., Khalimonchuk, V., Kuchin, A., Bilodid, Y., Yeremenko, M., Dudka, O. (2002), “Validation of SCALE Sequence CSAS26 for Criticality Safety Analysis of VVER and RBMK Fuel Designs”, Richland, PNNL, 149 p. (NUREG/CR-6736, PNNL-13694).

10. National Report of Ukraine on Stress Test Results [Natsionalnyi otchiot Ukrainy: Rezultaty provedeniia stress-testov], State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine, Kyiv, 2011, 136 p. (Rus)

11. Jeong Hae Sun, Park Chang Je, Song Jin Ho, Ha Kwang Soon (2013), “Analysis on the Multiplication Factor with a Change of Corium Mass and Void Fraction”, Proc. of 2013 Spring Meeting of the KNS, Kwangju, Korea, Korean Nuclear Society, pp. 199–200.

12. Jeong Hae Sun, Song Jin Ho, Park Chang Je, Ha Kwang Soon, Song Yong Mann, Ryu Eun Hyun. (2012), “Re-criticality Assessment Following Reactor Core Damage in Fukushima Unit 2”, Proc. of 2012 Autumn Meeting of the KNS, Kyungju (Korea, Republic of), Korean Nuclear Society.

13. Dinh, T.N., Konovalikhin, M.J., Sehgal B.R. (2000), “Core Melt Spreading on a Reactor Containment Floor, Progress in Nuclear Energy, Vol. 36, No. 4, 2000, pp. 405–468.

14. UKEPR-0002–162 Issue 05, Generic Design Acceptance, Pre-Construction Safety Report, Sub-chapter 16.2, Severe Accident Analysis (RRC-B), 2012.

15. WENRA RHWG Guidance Document Issue F, Design Extension of Existing Reactors, 2014.

Ю. П. Ковбасенко, Е. І. Білодід

Анализ критичности расплава при тяжелых авариях в корпусе реактора

Исследована возможность возникновения самоподдерживающийся цепной ядерной реакции деления при развитии тяжелой аварии в активной зоне реакторов ВВЭР-1000 на АЭС Украины. Разработаны модели для расчета критичности на разных стадиях протекания тяжелой аварии в корпусе и шахте реактора ВВЭР-1000, выполнены расчеты размножающих свойств топливосодержащих масс.

Протекание тяжелой аварии в активной зоне реактора ВВЭР-1000 условно разбито на семь этапов: неповрежденная активная зона, начало повреждение (распухание) оболочек твэлов, плавление оболочек твэлов и их стекание на опорную решетку, плавление конструкционных материалов, гомогенизация материалов на днище корпуса реактора, расслоение кориума на днище корпуса реактора, выход кориума из шахты реактора. Показано, что в начале аварии при условии сохранения геометрии топливных стержней возможно возникновение критичности даже при условии срабатывания аварийной защиты. В дальнейшем с развитием аварии расплав топлива и конструкционных материалов будет находиться в глубоко подкритическом состоянии при условии, что вода не может проникнуть в поры или пустоты расплава. В случае образования пор или пустот и попадания в них воды возможно возникновение повторной критичности. Компенсирующим мероприятием является добавление к охлаждающей воде раствора борной кислоты с определенной концентрацией.

Согласно результатам расчетного анализа, для активной зоны с топливом ТВСА (русского производства) необходима более высокая концентрация борной кислоты в воде для компенсации размножающих свойств топливной системы в аварийных ситуациях по сравнению с активной зоной, загруженной топливом ТВС-WR (производства компании «Вэстингауз»), т. е. ТВС-WR более безопасны с точки зрения анализа критичности.

Ключевые слова: тяжелая авария, критичность, расплав, ядерная безопасность, активная зона.

Yu. Kovbasenko, Yevgen Bilodid

State Enterprise “State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety”

Analysis of criticality of melt during severe accidents in reactor vessel

The article investigates the possibility of a self-sustaining chain nuclear fission reaction during the development of a severe accident in the core at nuclear power plants with reactors WWER-1000 of Ukraine. Some models for calculating a criticality at different stages of the severe accident in the reactor VVER-1000 vessel were developed and calculations of multiplication properties of fuel containing masses were performed.

The severe accident in the VVER-1000 core approximately divided into seven major stages: the intact reactor core, beginning of cladding damage (swelling), cladding melting and flowing down to the support grid, melting of constructional materials, homogenization of the materials at the bottom of the reactor vessel, stratification of corium at the bottom of the reactor vessel, the exit of the corium from the reactor shaft. It was shown that at the beginning of an accident, if fuel rods geometry is maintained, criticality might appear even if the emergency protection rods is triggered. With further development of the accident, the melt of fuel and structural materials will be deeply subcritical if water cannot penetrate into the pores or voids of the melt. In the case of the formation of pores or voids in the melt and the ingress of water into them, a recriticality may arise. A compensating measure is the addition of a boric acid solution to a cooling water with a certain concentration.

According to the results of the computation analysis, a reactor core loaded with TVSA fuel (Russian production) requires a higher concentration of boric acid in water to compensate the multiplication properties of the fuel system in emergency situations compared to the core loaded with TVS-WR fuel (manufactured by Westinghouse), i.e. TVS-WR fuel is safer from the criticality point of view.

Keywords: severe accident, criticality, melt, nuclear safety, core.

Отримано 03.11.2017.