

ТЕХНІЧНІ ВИМОГИ ПРИ ВИБОРІ ТИПУ НОВОГО ДОСЛІДНИЦЬКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

І. М. Вишневський, М. В. Лисенко, Ю. М. Лобач, В. М. Макаровський

Інститут ядерних досліджень НАН України, Київ, Україна

Для вирішення проблеми вибору типу нового дослідницького реактора проаналізовано існуючі класифікації реакторів за їх технічними параметрами, особливостями конструкцій і напрямками використання. Визначено, що оптимальним рішенням є багатоцільовий дослідницький ядерний реактор тепловою потужністю 20 - 30 МВт, відкритого басейнового типу, із середнім потоком нейтронів $2,0 - 4,0 \cdot 10^{14} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, в якому буде використовуватися ядерне паливо зі збагаченням $\leq 20\%$ по ^{235}U .

Загальні положення

На поточний час в Україні експлуатується всього один потужний дослідницький реактор ВВР-М, розташований у Києві. Завдяки своїм високим параметрам (номінальна потужність 10 МВт, нейтронний потік в активній зоні близько $10^{14} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$) реактор став і є дослідницькою базою для багатьох наукових, науково-технічних та вузівських закладів. За 47 років роботи реактора на ньому виконано значний обсяг фундаментальних і прикладних досліджень з ядерної та нейтронної фізики, радіаційної фізики, радіаційного та реакторного матеріалознавства, фізики та техніки реакторів, радіобіології та медицини.

Завдяки модернізації різних систем забезпечення прогнозується можливість експлуатації реактора до 2015 р. Після цього реактор буде регламентно зупинено. Проте Україна не може залишитись без дослідницького реактора й уже зараз актуальним є питання будівництва нового дослідницького ядерного реактора, призначеного для заміни діючого, і створення на його базі нового ядерного центру. Враховуючи технологічний прогрес на новому реакторі, можна підняти щільність потоку нейтронів у декілька разів і розробити досконалу ефективну інфраструктуру його багатоцільового використання. Новий реактор повинен бути спроектований і споруджений з метою задоволення теперішніх і майбутніх потреб країни в потужному джерелі нейтронів, а його багатоцільове призначення буде передбачати одночасне (паралельне) проведення як фундаментальних, так і прикладних досліджень.

Виходячи з цілей та задач побудови нового дослідницького реактора в Україні, його проект повинен ґрунтуватися на загальносвітових тенденціях підвищення ефективності використання реакторних установок при безумовному дотриманні всіх вимог ядерної і радіаційної безпеки в галузі безпечного використання атомної енергії в сукупності з вимогами щодо забезпечення працездатності (міцності, надійності, стійкості,

довговічності тощо) його систем, обладнання, будівель, споруд та окремих будівельних конструкцій.

У цій статті розглядається проблема вибору типу нового реактора та його технічних характеристик з урахуванням основних можливих напрямків його використання.

Класифікація дослідницьких ядерних реакторів за технічними параметрами

Термін “дослідницькі ядерні реактори” (ДЯР) охоплює широке коло ядерних реакторів, що зазвичай не використовуються для напрацювання електричної енергії. Основним призначенням таких реакторів є генерація нейтронів для дослідницьких, випробувальних, технологічних та медичних цілей. ДЯР значно менші за розмірами порівняно з енергетичними реакторами, вони мають суттєво відмінну конструкцію й експлуатуються при достатньо низьких температурах. Активна зона ДЯР також потребує охолодження. В активній зоні необхідні сповільнювач та відбивач нейтронів навколо неї для збільшення кількості нейтронів. Для експлуатації ДЯР потрібно значно менше ядерного палива й відповідно в них утворюється значно менше ядерних (радіоактивних) відходів. Однак для ДЯР потрібне більш збагачене на ^{235}U паливо, звичайно близько 20 % і більше. Останнім часом у світі проводиться кампанія з переведення всіх дослідницьких реакторів на низькозбагачене паливо (до 20 %).

Продукція ДЯР – випромінення, що використовується для різноманітних експериментів. Як правило, ДЯР є джерелом нейтронів (головним чином теплових). Одна з головних вимог до їх конструкції – низька вартість надлишкових нейтронів. Остання залежить від великої кількості параметрів – вартості палива, виготовлення твєлів, реакторних матеріалів та від глибини вигорання палива тощо. Упевнено можна стверджувати, що вартість спорудження ДЯР зростає про-

порційно збільшенню його потужності. Дійсно, чим більша потужність реактора, тим складнішим повинно бути його технологічне обладнання: трубопроводи, насоси, теплообмінники, арматура тощо. З ростом потужності реактора збільшуються також експлуатаційні витрати.

ДЯР підрозділяються на різні типи за фізичними, технічними та експлуатаційними ознаками, а саме:

потужність – малі (100 кВт - 1 МВт), середні (1 - 10 МВт) і великі (10 - 250 МВт);

щільність нейтронного потоку – високопоточні, із середньою та з низькою щільністю потоку; *конструкція* – басейнові, корпусні та каналні;

спектр нейтронів – на швидких, проміжних та теплових нейтронах;

режим роботи – стаціонарні, імпульсні та пульсуючі;

розміщення палива – гетерогенні (паливо розміщується в активній зоні дискретно) і гомогенні (паливо та уповільнювач являють собою однорідну суміш);

ступінь збагачення палива – природний або збагачений уран;

хімічний склад палива – металевий уран, UO_2 , U_3O_8 тощо;

теплоносій – H_2O , D_2O , газу (гелій, водень, двоокис вуглецю та пара), органічні (дифеніли, поліфеніли), рідкі метали (вісмут, свинець і сплав $BiPb$, натрій, калій і сплав NaK , ртуть), розплавлені солі та гідроокиси (суміші фтористих літію, натрію та кальцію, а також так звана теплопередаюча сіль);

уповільнювач – H_2O , D_2O , графіт, берилій (металевий або окис чи карбід), гідриди цирконію, ітрію тощо;

призначення – для фізичних досліджень, для виробництва нуклідів, матеріалознавські.

Чіткої і повної класифікації ДЯР за типами не існує, оскільки відсутні загальноприйняті технічні стандарти. У переліку дослідницьких реакторів МАГАТЕ [1] використовується така класифікація:

для найбільш розповсюджених реакторів відповідно до їх проекту, наприклад, ARGONAUT, TRIGA (TRIGA є скороченням від *Training, Research, Isotopes, General Atomics*), SLOWPOKE (*Safe Low-Power Critical Experiment*), IRT, WWR;

важководні реактори (важка вода є уповільнювачем та/або теплоносієм);

реактори басейнового типу;

реактори корпусного типу;

гомогенні реактори з твердим або рідким паливом та уповільнювачем;

критичні збірки.

Існує також багато типів ДЯР, що не вписуються в наведені проектні характеристики. Серед них деякі реактори з графітовим або органічним уповільнювачем. Інші ДЯР розроблялися як прототипи майбутніх комерційних енергетичних реакторів. До них належать, зокрема, прототипи реакторів-розмножувачів на швидких нейтронах, які часто класифікуються як дослідницькі. Інколи ДЯР використовували для військових цілей, наприклад для виробництва плутонію для ядерної зброї, що обумовлювало специфічні параметри їх конструкцій і палива. Нижче наведено перелік типів ДЯР, що були створені в усьому світі за останні більш ніж 60 років, та тих, що плануються до побудови в найближчий час (інформацію про потужність ДЯР та їх стан наведено на початок 2006 р. за даними МАГАТЕ [2]).

Типи побудованих та запроєктованих ДЯР	Кількість	Усього
Басейновий:		
<i>TRIGA</i>	74	
<i>SLOWPOKE</i>	19	
<i>інші</i>	160	253
Корпусний:		
<i>важководні</i>	48	
<i>ARGONAUT</i>	29	
<i>під тиском</i>	22	
<i>інші</i>	90	189
Гомогенний (рідкі)	45	
Гомогенний (тверді)	44	
Швидкі	37	
Графітові	44	170
Інші:		
<i>нульової потужності</i>	185	
<i>змішані</i>	28	
<i>невизначеного типу</i>	7	220
Усього		832

Потужність ДЯР	Кількість
< 1 кВт	306
1 кВт ÷ 1 МВт	245
1 ÷ 5 МВт	86
1 ÷ 10 МВт	52
> 10 МВт	123
Невизначеної потужності	20
Усього	832

Стан ДЯР	Кількість
Знаходяться в експлуатації	287
Зупинено	114
Знято з експлуатації	410
Будуються	10
Плануються	10
Невизначений статус	1
Усього	832

Класифікація дослідницьких ядерних реакторів за напрямками використання

У ХХ ст. дослідницькі ядерні установки – ДЯР, критичні та підкритичні стенди – зіграли визначну роль у розвитку атомної науки та промисловості. Достатньо сказати, що перші реактори як у США, так і СРСР були дослідницькими за своєю суттю.

Бурхливе та широкомасштабне створення ДЯР, що спостерігалось в 50 - 70-ті роки ХХ ст., забезпечило розвиток досліджень для розвитку атомної енергетики [3, 4]. Атомні технології застосовуються в біології, медицині та інших галузях життєдіяльності людей [5 - 7]. Таким чином, ДЯР створювались як багатоцільові установки, необхідні як для вирішення оборонних задач, так і значною мірою для розвитку атомної енергетики, фундаментальної науки та прикладних, у тому числі комерційних, областей застосування.

Галузі застосування ДЯР є надзвичайно широкими. Нижче без деталізації лише перераховано основні галузі застосування реакторних пучків, які може забезпечити ДЯР:

випробовування паливних та конструкційних матеріалів ядерної енергетики;

наукові дослідження в галузях ядерної та нейтронної фізики, ядерної енергетики, фізики конденсованого стану, радіаційної фізики, радіобіології;

вивчення структури матеріалів на атомному рівні. Розсіювання нейтронів використовується для вивчення властивостей матеріалів за різних умов, таких як тиск, температура, магнітні поля тощо;

нейтронно-активаційний аналіз для визначення кількості домішок у матеріалах і взагалі елементного складу зразків;

нейтронна активація для напрацювання радіоізоотопів, що широко застосовуються в промисловості. Окремо варто відзначити застосування радіоізоотопів і радіофармпрепаратів у медицині. Більшість сучасних томографів засновано на використанні радіоізоотопів, а радіофармпрепарати використовуються безпосередньо для терапевтичного лікування;

нейтронні пучки безпосередньо використовуються для лікування деяких захворювань (як приклад, бор-нейтрон-захватна терапія онкологічних захворювань);

використання в промислових технологіях (нейтронне легування кремнію, зміцнення полімерів тощо);

використання нейтронних пучків при створенні обладнання для високоінтенсивного гамма-опромінення матеріалів, наприклад для стерилізації медичного обладнання (індій-галієва петля);

розробка, випробування та метрологія приладів для ядерної енергетики, ядерної медицини, радіаційної фізики та радіобіології.

Напрямки використання ДЯР певною мірою обумовлюються тепловою потужністю реактора [4]. Чим вища потужність ДЯР, тим ширше коло використання реактора для наукових та технологічних цілей (табл. 1)

Таблиця 1. Напрямки використання ДЯР залежно від їх потужності

Напрямок		Теплова потужність реактора				
		30 кВт	250 кВт	1 МВт	2 МВт	> 10 МВт
Опромінення		⊕	⊕	⊕	⊕	⊕
Нейтронно-активаційний аналіз		○	○	⊕	⊕	⊕
Напрацювання радіоізоотопів		○	○	○	⊕	⊕
Геохронологія	Ag/Ag*			○	○	⊕
	Сліди поділу ⁽¹⁾			○	○	⊕
Трансмутація	Легування кремнію			○	○	⊕
	Опромінення матеріалів			○	⊕	⊕
	Дорогоцінне каміння			○	⊕	⊕
Нейтронна радіографія ⁽²⁾			⊕	⊕	⊕	⊕
Дослідження структури матеріалів ⁽²⁾				○	⊕	⊕
Миттєвий нейтронно-активаційний аналіз ⁽²⁾				○	⊕	⊕
Позитронні джерела ⁽²⁾				○	⊕	⊕
Нейтрон-захватна терапія ^(1 або 2)			○	⊕	⊕	⊕
Тестування	Перевірка та контроль	○	⊕	⊕	⊕	⊕
	Ядерне паливо ⁽³⁾					⊕

* Метод датування за допомогою вимірювання співвідношення ⁴⁰Ag/³⁹Ag в опроміненому зразку.

○ Обмежене використання.

⊕ Найдоцільніше використання.

(1) Потрібна тепла колона.

(2) Потрібні нейтронні канали.

(3) Потрібні петлі або спеціальне обладнання для опромінення.

Вибір типу нового ДЯР

Виходячи з мети побудови нового ДЯР в Україні, перш за все слід визначити деякі передумови вибору типу такого реактора:

новий реактор буде призначений для заміни діючого ВВР-М, який знаходиться в експлуатації понад 47 років і запланований до остаточної зупинки близько 2015 р. Таким чином буде забезпечено природний перехід від робіт на діючому до робіт на новому реакторі зі збереженням існуючої інфраструктури та наукових кадрів;

новий реактор буде споруджено з метою задоволення теперішніх і майбутніх потреб країни в потужному джерелі нейтронів, тому він повинен бути багатоцільовим за своїм призначенням. Це дасть змогу підняти рівень наукового та науково-технічного супроводу безпечної експлуатації АЕС, забезпечити розвиток фундаментальних досліджень і розробок новітніх радіаційних технологій, забезпечити медицину сучасними препаратами, підвищити рівень ядерної компетенції держави. Такий реактор використовуватиметься зацікавленими організаціями України незалежно від їх відомчої належності;

проект нового реактора повинен ґрунтуватися на загальносвітових тенденціях підвищення ефективності використання реакторних установок при безумовному дотриманні вимог ядерної і радіаційної безпеки. Як свідчить світовий досвід, у короткостроковій перспективі більша частина нових ядерних дослідницьких установок, мабуть, буде результатом еволюційного вдосконалення існуючих конструкцій і лише у подальшій перспективі слід чекати інноваційних розробок, що будуть включати радикальні вдосконалення реакторних установок;

у проекті нового ДЯР належним чином повинен бути застосований принцип глибокоешелюваного захисту [8, 9], а саме декілька рівнів захисту та численні перешкоди для запобігання викидів радіоактивних речовин. Максимально буде забезпечено положення, при якому відмова або поєднання відмов обладнання, що мають значні радіологічні наслідки, були б досить малоймовірними;

технології, на яких буде ґрунтуватися проект нового реактора, повинні бути перевірені досві-

дом чи випробуваннями.

На новому реакторі передбачається створення таких лабораторій і комплексів: лабораторія нейтронно-активаційного аналізу; лабораторія нейтронного легування кремнію та інших напівпровідникових матеріалів; лабораторія напрацювання радіонуклідів та виробництва джерел іонізуючого випромінювання; медико-біологічний комплекс для проведення опромінення реакторними нейтронами в медичних цілях та вивчення їх впливу на біологічні об'єкти; матеріалознавчий комплекс для проведення дореакторних, післяреакторних і внутрішньоканальних випробувань та досліджень властивостей матеріалів, опромінених як у дослідницькому реакторі, так і в реакторах діючих АЕС.

У різних експериментах одні умови не відіграють суттєвої ролі, тоді як інші набувають важливого значення. Фізична та конструктивна схеми реактора повинні вибиратися таким чином, щоб були забезпечені основні параметри, необхідні для проведення запланованих експериментів, а вартість опромінення була б мінімальною. На жаль, неможливо вказати єдиний критерій, який би цілком визначав би роботу реактора. Імовірно, слід визначати два типи задач, вирішення яких можливо на ДЯР:

експерименти, що потребують високих щільностей нейтронного потоку ($\sim 10^{15} \cdot \text{н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ і вище) хоча б у невеликих об'ємах, достатніх для розміщення зразків. Для таких експериментів потрібні ДЯР з потужністю декілька десятків мегаватів, що потребує великих витрат ядерного палива. Як уже було відзначено, потужність реактора суттєво впливає на його вартість. Поєднання кількох експериментів на одному реакторі не завжди доцільне, тому що розміщення додаткових зразків зменшує щільність потоку. В окремих випадках для проведення лише одного експерименту може бути потрібен увесь реактор;

експерименти з порівняно невеликими щільностями потоку. У цьому випадку можливо одночасне виконання кількох експериментів.

Для прикладу в табл. 2 наведено інформацію про максимальні щільності нейтронних потоків і потужності декількох закордонних ДЯР.

Таблиця 2. Технічні характеристики деяких ДЯР

ДЯР	Щільність потоку, $\phi^{max}, \times 10^{14}$	Паливо	Збагачення, %	Потужність, $Q, \text{МВт}$	$K = \phi^{max}/Q, \times 10^{13}$
HFIR (США)	25,5	$\text{U}_3\text{O}_8\text{-Al}$	невідомо	85	3,0
FRM-II (Німеччина)	8,0	$\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$	93	20	4,0
HANARO (Корея)	5,0	U_3SiAl	20	30	1,7
JPR-3M (Японія)	3,0	U_3Si_2	20	10	3,0
JHR (проект, Франція)	7,4	UMo_7	< 20	100	0,7
RRR (Австралія)	3,2	$\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$	20	20	1,6

Для виконання більшості експериментів і технологій, що передбачуються на новому ДЯР, щільність нейтронного потоку достатня в межах $2,0 - 4,0 \cdot 10^{14} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Навіть при консервативному припущенні, з урахування даних табл. 2, при проектуванні реактора можна очікувати величину K принаймні не менше $2,0 \cdot 10^{13} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{МВт}^{-1}$, що визначає теплову потужність реактора близько 20 МВт. У разі підвищення теплової потужності до 30 МВт, що не ускладнить проектування й не призведе до суттєвого збільшення вартості реактора, цілком можливим стає досягнення щільності нейтронного потоку $\sim 6,0 \cdot 10^{14} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

Теоретично можливі більш ніж 100 різних типів реакторів, що відрізняються паливом, уповільнювачем і теплоносієм. При визначенні конструкції нового реактора слід зауважити, що конструкції каналного типу є дещо застарілими і зараз практично не використовуються. Сучасні конструкції басейнового та корпусного типів мають визначені переваги й недоліки, стислий аналіз яких подано нижче [10].

Басейнові конструкції використовуються виключно для ДЯР. Головною їх ознакою є розміщення активної зони в басейні, заповненому водою при атмосферному тиску і який є елементом першого контуру. Крім ролі теплоносія вода басейну може виконувати функції уповільнювача, біологічного захисту, а іноді й відбивача. Корпус реактора (якщо він є) служить для спрямування потоку води для охолодження активної зони, у класичних конструкціях він відкритий зверху та знизу. Корпус кріпиться або до дна басейну, або до рухомої форми, що забезпечує переміщення активної зони в будь-яке місце басейну.

Важлива перевага басейнового реактора – найбільше спрощення операцій завантаження до активної зони палива та зразків, їх вивантаження, переформування активної зони з вигорянням палива та зміни умов експерименту. Малий тиск в активній зоні дозволяє спрощення конструкції басейнового реактора, яке полягає у використанні мінімальної кількості конструкційних матеріалів, спрощенні конструкції системи управління і захисту (СУЗ) і технологічної схеми. Це зменшує вартість реактора, підвищує його надійність і безпеку. У випадку виходу зі строю насосів першого контуру аварійне охолодження зупиненого реактора може здійснюватися за рахунок природної конвекції води басейну. У деяких реакторах природна конвекція використовується й при роботі в номінальному режимі. Використання відбивачів із графіту і берилію дає змогу збільшити щільність потоку у пучках нейтронів, що виводяться за межі активної зони.

Недоліком басейнових реакторів є обмежене теплознімання з одиниці об'єму активної зони. Використання води в якості теплоносія практично при атмосферному тиску призводить до того, що допустима температура поверхні твєлів унаслідок загрози поверхневого кипіння близька до $100 \text{ }^\circ\text{C}$, а це, у свою чергу, обмежує як теплове навантаження, так і щільність потоку нейтронів. В існуючих басейнових реакторах максимальна щільність потоку $\sim 10^{14} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Отримання більшої щільності потоку неможливе без інтенсивного теплообміну в активній зоні та відповідного ускладнення конструкції.

Підвищення тиску води в першому контурі означає перехід від басейнової конструкції до корпусної. Основний елемент конструкції *корпусного реактора* – міцний корпус, тиск в якому значно перевищує атмосферний. У цьому випадку можливе використання більшого набору теплоносіїв. Крім води, можуть використовуватися важка вода, органічні рідини, низькоплавкі метали, гази, але найчастіше в якості теплоносія використовується звичайна вода. Підвищений тиск і велика швидкість води дають змогу досягнути вищих щільностей енергознімання та щільностей потоку нейтронів.

Конструкція корпусного реактора складніша в порівнянні з басейновим. Це стосується перш за все самого корпусу і вузлів вводу СУЗ. Але головний недолік корпусних реакторів – труднощі при доступі до активної зони при будь-яких операціях перевантаження палива та зразків.

Вода має в реакторі подвійне призначення, тому що вона є водночас уповільнювачем і теплоносієм. Вода потребує досить дорогого очищення від домішок, але та вода, що практично використовується в реакторах, не потребує надмірно ретельного очищення і тому вона не дуже високої вартості. Найпривабливішою природною комбінацією матеріалів для реактора є поєднання водяного уповільнювача та теплоносія з паливом в оболонці з цирконієвих сплавів. Водоводяний реактор дуже привабливий з точки зору його конструювання, тому що вода заповнює суттєву частину активної зони і зміни її щільності зі зміною температури ведуть до виникнення ефекту саморегулювання реактора (так званий негативний температурний ефект реактивності).

На підставі аналізу існуючих сучасних типів і конструкцій ДЯР, можливих комбінацій типів палива, уповільнювача та теплоносія, враховуючи надані передумови щодо нового реактора та очікувану вартість його будівництва, можна зробити висновок, що найповніше всім означеним передумовам відповідає водоводяний басейновий реактор відкритого типу зі стаціонарною

щільністю нейтронного потоку, в якому буде використовуватись тверде ядерне паливо у формі UO_2Al зі збагаченням до 20 % по ^{235}U . При експлуатації нового ДЯР на потужності будуть використовуватись різні пристрої в середині відбивача для опромінення зразків і мішеней, а також пристрої для виведення пучків нейтронів за межі відбивача. Геометричні розміри та конструкція реактора басейнового типу цілком забезпечують можливість одночасного проведення кількох експериментів та опромінювань. В якості матеріалу для поглиначів нейтронів доречно використати карбід бору, а для відбивача – берилій. Детальніше технічні параметри будуть розроблені проєктантом під час розробки проєкту реактора. Реактор і всі його системи повинні бути розміщені в реакторній будівлі, яка не тільки захищає реактор від зовнішніх подій, але є також структурною частиною системи герметичного контейнеру або захисної оболонки.

Зауважимо, що вартість будівництва ДЯР іншого типу з аналогічними технічними парамет-

рами буде суттєво вищою, а при його експлуатації слід очікувати додаткових труднощів та ускладнень. Важливим аспектом щодо вибору типу нового ДЯР є великий досвід багаторічної безпечної та ефективної експлуатації ДЯР ВВР-М, який цілком доречно застосувати на новому реакторі.

Висновки

Подано сучасну класифікацію ДЯР стосовно типів, конструкційних особливостей і напрямків їх використання. Визначено, що оптимальним типом нового ДЯР є багатоцільовий реактор відкритого басейнового типу тепловою потужністю 20 - 30 МВт із середньою щільністю потоку нейтронів $2 - 4 \cdot 10^{14} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, в якому буде використовуватись ядерне паливо зі збагаченням $\leq 20\%$ по ^{235}U . Такий ДЯР буде спроектовано з оглядом на сучасний рівень розвитку техніки, і він цілком задовольнить майбутні потреби країни в потужному джерелі нейтронів.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Nuclear Research Reactors in the World*. IAEA, 2006 // www.iaea.org/worldatom/rpdb.
2. *Decommissioning of Research Reactors: Evolution, State of the Art. Open Issues*. Technical Report Series. - Austria, IAEA, 2006.
3. *Nuclear Research Centres in the 21st Century*. - Austria, IAEA, 2001.
4. *The applications of research reactors*. TECDOC-1234. - Austria, IAEA, 2001.
5. *Quality aspects of research reactor operations for instrumental neutron activation analysis*. TECDOC-1218. - Austria, IAEA, 2001.
6. *Current Status of Neutron Capture Therapy*. TECDOC-1223. - Austria, IAEA 2001.
7. *Beneficial uses and production of isotopes*. 2004 update. NEA No. 5293, OECD, 2005.
8. *The safety of nuclear installations*. Safety Series 110. - Austria, IAEA, 1993.
9. *Safety of research reactors: safety requirements*. Safety standards series NS-R-4. - Austria, IAEA, 2005.
10. *Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.А.* Исследовательские ядерные реакторы. - М.: Энергоатомиздат, 1985. - 280 с.

ТЕХНИЧЕСКИЕ ТРЕБОВАНИЯ ПРИ ВЫБОРЕ ТИПА НОВОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

И. Н. Вишнеvский, М. В. Лысенко, Ю. Н. Лобач, В. Н. Макаровский

Для решения проблемы выбора типа нового исследовательского ядерного реактора проанализированы существующие классификации реакторов по их техническим параметрам, особенностям конструкций и направлениям использования. Определено, что оптимальным решением является многоцелевой исследовательский ядерный реактор с тепловой мощностью 20 - 30 МВт, открытого бассейнового типа, со средним потоком нейтронов $2 - 4 \cdot 10^{14} \text{ н} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, в котором будет использоваться ядерное топливо с обогащением $\leq 20\%$ по ^{235}U .

TECHNICAL REQUIREMENTS AT THE TYPE SELECTION FOR THE NEW RESEARCH NUCLEAR REACTOR

I. M. Vyshnevskiy, M. V. Lysenko, Yu. M. Lobach, V. M. Makarovskiy

For decision of the problem of the type selection for the new research nuclear reactor an available reactor's classifications were analyzed in accordance with their technical parameters, design peculiarities and directions of use. It was established that an optimal solution is the multi-purpose open-pool type research nuclear reactor with the thermal power of 20 - 30 MW and averaged neutron flux of $2,0 - 4,0 \cdot 10^{14} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ using the nuclear fuel with the enrichment $\leq 20\%$ for ^{235}U .

Надійшла до редакції 11.06.07,
після доопрацювання – 20.08.07.