

Dr. Csom Gyula

4. ATOMERŐMŰVEK

Dr. Csom Gyula

4. ATOMERŐMŰVEK

*Budapest
2004. június*

Ez a kiadvány a Magyar Atomfórum Egyesület által közreadott sorozat része, amely a hazai villamosenergia-ellátás jövőjének kérdéseit vizsgálja. Külön kötetek foglalkoznak a szóba jöhető változatok bemutatásával, a különböző energiaforrások előnyeinek, hátrányainak és kockázatainak ismertetésével. Amennyire lehetséges volt az egyes részek kitérnek a technológiához kapcsolódó társadalmi, közgazdasági, jogi környezet kérdéseire is. A sorozat keretében az alábbi témakörök feldolgozására került sor:

1. Energiaigények
2. Primer energiaforrások
3. Fosszilis erőművek
4. Atomerőművek
5. Megújuló energiaforrások
6. Villamosenergia import
7. Villamosenergia hálózat
8. Villamosenergia rendszer
9. Villamosenergia termelési technológiák összehasonlítása
10. Energiapolitika megfontolások

A sorozat kidolgozásához az Egyesület munkacsoportot alakított, amelyben az egyes szakterületeket jól ismerő tagok vettek részt. A munkacsoportot Dr. Büki Gergely, Bohoczky Ferenc, Dr. Csom Gyula, Fazekas András, Homola Viktor, Stróbl Alajos és Zarándy Pál alkották. A szerkesztési és szervezési munkát Dr. Czibolya László végezte.

A munkacsoport nem tartotta feladatának, hogy energiapolitikai javaslatokat dolgozzon ki, vagy ilyen ajánlásokat tegyen. A kiadványsorozat megjelentetésével hozzá akarunk járulni, ahhoz, hogy a villamosenergia-ellátásról érdemi és tárgyyszerű párbeszéd alakuljon ki, amelyben a tények és érvek összevetése dominál. Ennek eredményeként – remélhetőleg – kikristályosodik egy olyan szakmai és társadalmi érv- és értékrendszer, amelyre támaszkodva egy tudatos energiapolitika kialakítható.

2002-ben 441 atomerőművi blokk üzemelt a világon (30 országban) majdnem 360 GW_e összkapacitással, s bennük 2002-ben 2543 milliárd kWh villamos energiát termeltek, ami a teljes termelés 16%-át jelentette. A 2002. decemberi részletes adatokat a 4.1. táblázatban foglaltuk össze [20]. A táblázatból látható, hogy néhány országban az atomerőműben termelt villamos energia alapvetően meghatározó: Litvánia – 77,58%, Franciaország – 77,07%, Belgium – 58,03%, Szlovákia – 53,44%, Ukrajna – 46,36%, Svédország – 43,85%. **Magyarországon 2002-ben a termelt villamos energiának 39,09%-a a paksi atomerőműből származott.**

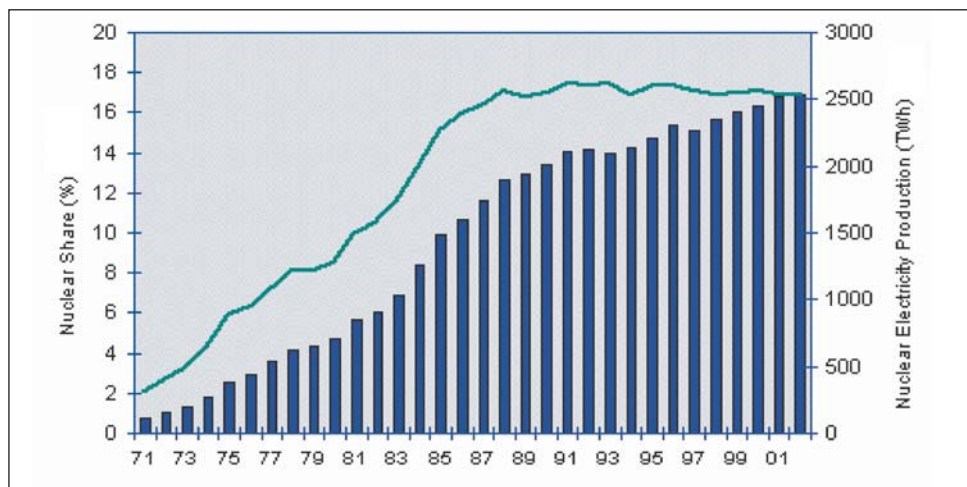
4.1. táblázat. Az üzemben lévő és építés alatt álló atomerőművi blokkok a világon (2002. december)

Ország	Üzemelő blokkok		Építés alatt álló blokkok		Termelt vill. en. és annak részesedése		Teljes üzemi tapasztalat
	Száma	MW _e	Száma	MW _e	TWh _e	%	reaktorév
USA	104	98230	-	-	768,83	20,35	2767,67
Franciaország	59	63073	-	-	401,30	77,07	1287,17
Japán	54	44287	3	3696	321,94	34,26	1070,33
Németország	19	21283	-	-	162,30	30,52	629,08
Oroszország	30	20793	3	2825	125,36	15,40	731,33
Dél-Korea	18	14890	2	1920	112,13	39,32	202,58
Egyesült Királyság	31	12252	-	-	83,34	22,44	1301,67
Ukrajna	13	11207	4	3800	71,67	46,36	266,83
Kanada	14	10018	-	-	72,35	12,85	461,17
Svédország	11	9432	-	-	69,20	43,85	300,08
Spanyolország	9	7574	-	-	61,07	26,88	210,17
Belgium	7	5760	-	-	44,1	58,03	184,58
Kína	7	5318	4	3275	16,68	1,14	31,50
Csehország	6	3468	-	-	14,75	19,76	68,83
Svájc	5	3200	-	-	25,29	35,96	138,83
Bulgária	4	2722	-	-	18,24	41,55	125,17
Finnország	4	2656	-	-	21,88	30,54	95,33
India	14	2503	8	3610	17,32	3,72	209,42
Szlovákia	6	2408	2	776	17,10	53,44	97,00
Litvánia	2	2370	-	-	11,36	77,58	34,50
Brazília	2	1901	-	-	14,35	4,34	23,25
Dél-Afrika	2	1800	-	-	13,34	6,65	36,25
Magyarország	4	1755	-	-	14,13	39,09	70,17
Mexikó	2	1360	-	-	8,11	3,66	21,92
Argentína	2	935	1	692	6,54	8,19	48,58
Szlovénia	1	676	-	-	5,03	38,98	21,25
Románia	1	655	1	655	5,05	10,46	6,50
Hollandia	1	450	-	-	3,75	4,16	59,00
Pakisztán	2	425	-	-	1,98	2,86	33,83
Örményország	1	376	-	-	1,99	34,82	35,25
Irán	-	-	2	2111	-	-	-
Észak-Korea	-	-	1	1040	-	-	-
Összes	441	358661	33	27100	2543,57		10696,33

Ezek kétségtelenül impozáns számok, de 20 évvel ezelőtt még úgy gondolták, hogy az ezredfordulóra az atomenergia részesedése ennél is sokkal nagyobb lesz. Különböző okok miatt azonban a 80-as évek közepe táján megtört a fejlődés lendülete, a növekedés egyre lassabbá vált. Ezt szemlélteti a 4.1. ábra [1]. Az ábrából látható, hogy 1988-ban az atomenergia villamosenergia-termelésen belüli részesedése elérte a 17%-ot, utána azonban lassan 16%-ra csökkent. Ma mindössze 27,1 GW_e kapacitás van építés alatt, döntően az ázsiai országokban [2, 20]. Közülük a legutolsó – jelenlegi tervek szerint – 2010-ben kerül üzembe. Ebben a számban még nincs benne az 1600 MW_e teljesítőképességű új finn atomerőmű, amelyet a 2003. decemberi döntés értelmében 2008-ban terveznek üzembe állítani [4]. Ha az utóbbi 20 év tendenciája folytatódik, akkor az atomenergia részesedése a villamosenergia-termelésen belül tovább csökken, s a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) előrejelzése szerint 2015-ig 13%-ra apadhat [3], bár az összkapacitás kissé (kb. 370 GW_e-ra) nő. –. A helyzet ilyen alakulásában nagy szerepet játszik az, hogy **az emberek nagy része valójában nagyon keveset tud az atomenergiáról, s félinformációkra alapozva, nagyrészt érzelmi alapon veti azt el.** A radikális ellenzők egyes vélemények szerint lidércnyomásként kezelik az atomenergia-hasznosítást.

Ugyanakkor egyre szaporodnak a borús jelek az atomenergiát kizárni akaró energetika területén. A fosszilis energiaforrások és az energiaigények egyenlőtlen földrajzi eloszlása miatt egyre növekszik az **importfüggés** (különösen az iparilag fejlett országokban), aminek következtében csökken az **ellátásbiztonság**. Az üvegházhatású gázok növekvő kibocsátása **globális felmelegedéshez vezet**. Ezért sokak szerint az atomenergia növekvő mértékű alkalmazása elkerülhetetlen, amit, úgy tűnik, hogy a döntéshozók között is egyre többen belátnak. Ezek következtében az optimisták az atomenergia-hasznosítás új reneszánszát, az óvatosabbak az atomenergia újraéledését prognosztizálják.

A vázolt ellentétes vélemények között nehéz eligazodni és valamennyire is tárgyilagos állásfoglalásra csak akkor van remény, ha egyre többen egyre többet tudnak az atomenergia-hasznosítás valóságos jellemzőiről. Az atomenergia különböző kérdéseinek elfogulatlan bemutatásával ebben a vonatkozásban igyekeznünk segíteni.



4. 1. ábra. Az atomerőművi kapacitás és az atomerőművekben termelt villamosenergia-részesedés időbeli alakulása a világon

4.1. Az atomenergia-rendszer felépítése

Az atomenergia-rendszernek (nukleáris üzemanyagciklusnak) igen sok eleme van, amelyeknek mindegyikét figyelembe kell venni, ha az atomenergia-hasznosítás különböző – gazdasági, ellátásbiztonsági, környezetvédelmi stb. – kérdéseit a maga teljességében akarjuk elemezni. Fő elemei a következők:

- Bányászat és ércfeldolgozás (ércdúsítás)
- Konverzió
- Izotópdúsítás
- Fűtőelemgyártás
- Villamosenergia-termelés (atomerőművekben)
- Kiegészítő üzemanyag ideiglenes tárolása
- Reprocessálás (lehetséges elem)
- Radioaktív hulladék kezelése
- Radioaktív hulladék végleges elhelyezése (eltemetése).

Valamennyi elem költsége figyelembe veendő az atomerőműben termelt energia gazdasági megítélésénél. A bányászat és ércfeldolgozás, a konverzió, az izotópdúsítás és a fűtőelemgyártás költségei az atomerőműben felhasznált fűtőelemek árában realizálódnak. A költségek egy része (pl. az atomerőmű végleges leszerelésének, a telephely helyrehozásának, a radioaktív hulladék végleges elhelyezése költségeinek nagy része) csak jóval később jelentkezik, de azt a termelt energia árában (a leendő költségek felhalmozása érdekében) előre figyelembe kell venni. Az atomenergia-rendszer valamennyi elemében keletkeznek hulladékok – közöttük radioaktív hulladékok is –, következésképpen az atomenergia-hasznosítás teljes körű környezeti hatásainak elemzése során mindezeket számításba kell venni.

Csak néhány olyan ország van (pl. USA, Oroszország, Franciaország, Japán), amelyben az atomenergia-rendszer valamennyi eleme megtalálható, az atomenergia-hasznosításban érdekelt többi ország (az érdekelt országok nagy része) azonban nagyrészt csak az atomerőművi energiatermelésben és a nukleáris üzemanyagciklus befejező szakaszában (kiegészítő üzemanyag tárolása, hulladékkezelés, végleges elhelyezés stb.) érdekelt. Ez utóbbiak közé tartozik Magyarország is. Elemzésünkben ezt a körülményt figyelembe vesszük.

4.2. Az atomerőmű-technológia műszaki kérdései

Az atomerőmű elvi felépítését tekintve nagyon hasonlít a konvencionális, azaz a fosszilis tüzelőanyagot (szén, olajat, földgázt) használó erőművekhez. Az egyetlen elvi különbség tulajdonképpen csak az, hogy a gőzkazán helyébe az atomreaktor, ill. az azt tartalmazó primerkör lép. Az atomerőművek gyakorlati felépítése azonban alapvetően más és más lehet attól függően, hogy melyik típusba tartoznak és a technológiai fejlesztés milyen fokán állnak. A típust alapvetően az atomreaktor típusa, másodsorban a hőkörfolyamat jellege szabja meg. Mindkettő jelentős fejlődésen ment keresztül az előző évtizedekben. A **jelenleg üzemelő fő energetikai reaktor-típusok** a következők:

- Könnyűvízes reaktorok (LWR: Light Water Reactor), melyekben mind a moderátor, mind a hűtőközeg könnyűvíz (H_2O). Két altípusa:
 - Nyomottvízes reaktor (PWR: Pressurized Water Reactor, ill. VVER: Vodo-vodjanij Energeticseszkiy Reaktor),
 - Elgőzölögtető reaktor (BWR: Boiling Water Reactor).
- Nehésvízes reaktorok (PHWR: Pressurized Heavy Water Reactor), melyekben mind a moderátor, mind a hűtőközeg nehézvíz (D_2O). Fő reprezentánsa a Kanadában kifejlesztett CANDU reaktor.
- Grafitmoderátoros reaktorok. Két altípusa:
 - Gáz (CO_2 , He) hűtésű grafitmoderátoros reaktor (GGR, AGR, HTR stb.).
 - Könnyűvízes elgőzölögtető grafitmoderátoros reaktor (RBMK, ebbe az altípusba tartozik az 1986-ban balesetet szenvedett Csernobili atomerőmű reaktora).
- Gyorsreaktorok (FBR: Fast Breeder Reactor), amelyek energiatermelés mellett hasadóanyagot is előállítanak.

Valamennyi felsorolt reaktortípushoz gőz munkaközegű hőkörfolyamat kapcsolódik, bár a gázhűtésű reaktorok közvetlen gázturbinás körfolyamattal is építhetők. A jövőben ez utóbbiak szerepe jelentősen nőhet.

Az atomerőművek teljesítőképességük alapján a kis és a nagy atomerőművek csoportjába sorolhatók. A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség javaslatára a 300 MW_e-nél kisebb villamos teljesítőképességű blokkokat nevezzük **kis atomerőműveknek** [21]. Az előző évtizedekben – elsősorban gazdasági megfontolásokból – az egyre nagyobb teljesítőképességek elérésére törekedtek, ez a trend azonban változóban van. Elsősorban kisebb villamosenergia-rendszerrel rendelkező országok, ill. régiók igényeinek jobb kielégítése céljából a nagy teljesítőképességű blokkok mellett kisebb – 500 MW_e-os, vagy ennél is kisebb – blokkok építése is egyre nagyobb hangsúlyt kap.

Az atomerőmű-technológia jelentős fejlődésen ment keresztül az elmúlt évtizedekben. A fejlesztés – figyelembe véve a folyamatosan változó vásárlói igényeket – jelenleg is folyik. A fejlettségi foktól függően az atomerőművek négy generációjáról beszélhetünk

Tekintettel arra, hogy a harmadik generációs atomerőműveket csak az utóbbi években kezdték építeni, a negyedik generációsok építésére pedig csak a következő évtizedekben kerülhet sor, e két generációba tartozó atomerőműveket összefoglalóan **új generációs vagy továbbfejlesztett atomerőműveknek** is szokták nevezni.

A következőkben a fenti csoportosításban adunk kissé részletesebb tájékoztatást az atomerőművek műszaki jellemzőiről, hangsúlyozva, hogy nincs teljesen éles határ a generációk között.

4.2.1. Első generációs atomerőművek

Az első generációs atomerőműveket az 1950-60-as években fejlesztették ki az Egyesült Államokban, a Szovjetunióban, Angliában és Franciaországban. Ma már egyre kevésbé felelnek meg a műszaki, biztonsági és a környezetvédelmi követelményeknek. Nagy részüket – különösen a nyugati országokban – már véglegesen leállították, de néhány – elsősorban Oroszországban és néhány volt szocialista országban – még ma is üzemben

van [22, 23]. Ide tartoznak a VVER-440 típus korai változatai (VVER-440/V-179 és V-230) és az első RBMK blokkok (összesen 15 atomerőművi blokk) [23, 24]:

VVER-440/V-179: Oroszország – Novovoronyezs 3&4 (1971, 1972)

VVER-440/V-230: Oroszország – Kola 1&2 (1973, 1974)

Bulgária – Kozloduj 1&2 (1974, 1975)

Szlovákia – Bohunice 1&2 (1978, 1980)

Örményország – Metsamor 2 (1979)

Korai RBMK: Oroszország – Leningrád 1&2 (1973, 1975)

Kurszk 1&2 (1976, 1978)

Litvánia – Ignalina 1&2 (1983, 1986)

A fenti atomerőművek nem csak konténmenttel, de az annak szerepét részben ellátó lokalizációs toronnyal sincsenek ellátva, emiatt egy esetleges súlyosabb balesetük következményeivel szemben védtelenebb a lakosság, ill. a környezet. Az Európai Unió, ill. annak néhány tagországa meglehetősen erős nyomást gyakorol ezekre az országokra, hogy a felsorolt atomerőművi blokkokat véglegesen állítsák le.

4.2.2. Második generációs atomerőművek

A második generációs atomerőművek nagyrészt az első generációs atomerőművek továbbfejlesztéseként jöttek létre. A továbbfejlesztés eredményeként gazdaságosabbakká, biztonságosabbá és üzembiztosabbá váltak, így megfelelnek a megnövelt biztonsági és környezetvédelmi követelményeknek. A világon ma üzemelő atomerőművek többsége ebbe a csoportba tartozik. Több mint 87%-uk **LWR (PWR, ill. VVER és BWR)** típusú atomreaktorral épült, amint azt a 4.2. táblázat mutatja a 2000. évre vonatkoztatva [25]. A táblázatban szereplő atomerőművek között van néhány első és néhány harmadik generációs atomerőmű, de nagy részük (több mint 90%) a második generációs csoportba tartozik.

4.2. táblázat. A 2000-ben üzemelt kereskedelmi atomerőművek típus szerinti megoszlása [25]

Reaktortípus	Fő alkalmazó országok	Száma	Bruttó teljesítmény, GW _e	Üzemanyag	Hűtőközeg	Modérátor
PWR, ill. VVER	USA, Fr.O., Japán, Oroszország	252	235	Dúsított UO ₂	H ₂ O	H ₂ O
BWR	USA, Japán, Svédország	93	83	Dúsított UO ₂	H ₂ O	H ₂ O
PHWR	Kanada	33	18	Term. UO ₂	D ₂ O	D ₂ O
Magnox és AGR	Egyesült Királyság	34	13	Term. UO ₂ , ill. dúsított UO ₂	CO ₂	Grafit
RBMK	Oroszország	14	14	Dúsított UO ₂	H ₂ O	Grafit
FBR	Japán, Fr.O., Oroszország	4	1,3	PuO ₂ és UO ₂	Folyékony Na	Nincs
Egyéb	Oroszország, Japán	5	0,2			
Összesen		435	364			

A két domináns típusal (PWR, ill. VVER és BWR) szerelt atomerőművek fő jellemzőit a 4.3. táblázat tartalmazza. A táblázatból látható, hogy a két típus reaktorjellemezői elég jelentősen, körfolyamat-jellemezői azonban alig térnek el egymástól.

Elterjedtségük miatt jelen pontban csak a könnyűvízes reaktorral (LWR-rel) szerelt atomerőművekkel, ezen belül is kissé részletesebben a nyomottvízes reaktorral (PWR-rel, ill. VVER-rel) szerelt atomerőművek műszaki felépítését ismertetjük. Ez annál is indokoltabb, mivel a paksi atomerőmű is ez utóbbi típusba tartozik.

A **nyomottvízes reaktorral szerelt atomerőmű** tipikus elvi sémáját a 4.2. ábra szemlélteti. Az atomreaktor, a gőzfejlesztőt, a főkeringető szivattyút, a térfogat- kompenzátort és egyéb berendezéseket tartalmazó primerkör teljesen zárt, így a benne áramló hűtővíz csak egy felületen (a gőzfejlesztőn belüli hőátadó csöveken) keresztül érintkezik a szekunderköri munkaközeggel. E megoldással elkerülhető, hogy az atomreaktorban valamennyire felaktiválódó hűtőközeg elszennyezze a szekunderköri munkaközegget. A primerköri hűtővíz nyomása elegendően nagy ahhoz, hogy annak elgőzöl-gését a viszonylag magas hőmérséklet ellenére megakadályozza. Innét kapta e típus a nyomottvízes reaktor nevet.

Az **elgőzölögtető reaktorral szerelt atomerőmű** tipikus elvi sémáját a 4.3. ábra szemlélteti. Ennél a reaktortípusnál a reaktorból kilépő telítettgőz kerül közvetlenül a gőz-turbinába. Az aktív zónából kilépő gőzvíz-keverékből a reaktortartályon belül szeparálódik a gőz, s ennek köszönhető, hogy a reaktortartályból már száraz telített gőz lépjen ki.

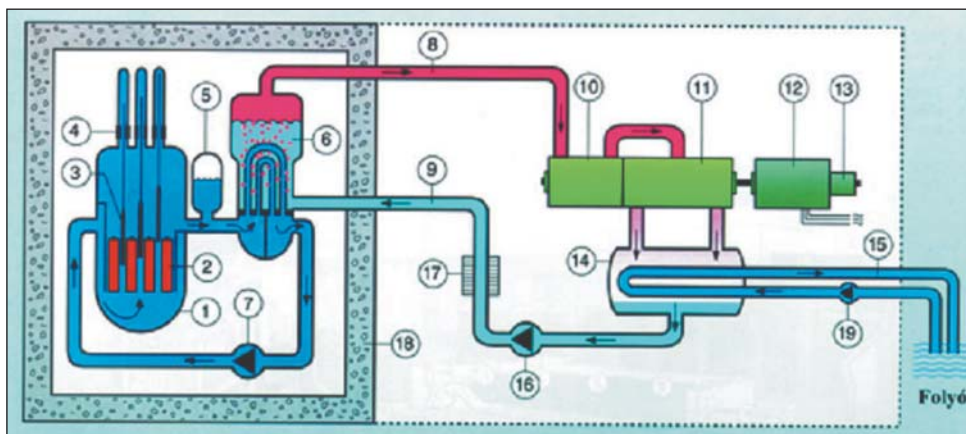
4.3. táblázat. A nyomottvízes, ill. az elgőzölögtető reaktorral szerelt atomerőmű fő jellemzőinek tipikus értékei

Jellemzők	PWR	BWR
Üzemanyag	UO ₂	UO ₂
Az üzemanyag dúsítása, %	3,5	3,49, ill. 3,31
Az atomreaktor üzemanyagföltete, tonna	103	151
Fűtőelemkötegek száma	193	840
Fűtőelemek száma a kötegben	236	72
Fűtőelemek aktív hossza, m	3,9	4,17
Fűtőelemek átmérője, mm	10,75	11
Termikus teljesítmény, MW	3765	3690
Bruttó villamos teljesítmény, MW	1395	1316
Nettó villamos teljesítmény, MW	1326	1260
Nettó hatásfok, %	~35,5	34,1
A kiégetési szint, MWnap/kg	53	~45
Átlagos teljesítménysűrűség az aktívzónában, kW/liter	93,2	49,6
Hőátadó felület az aktív zónában, m ²	6036	7963
Hűtőközeg hőmérséklete – belépő, °C	291,3	
– kilépő, °C	326,1	
Primerköri hűtőközeg nyomása, bar	157	67
Gőzforgalom, t/h	6768	7200
Gőznyomás, bar	66	67
Frissgőz-hőmérséklet, °C	282 (telített gőz)	283 (telített gőz)
Tápvíz-hőmérséklet, °C	218	215
Turbina fordulatszám, min ⁻¹	1500	1500

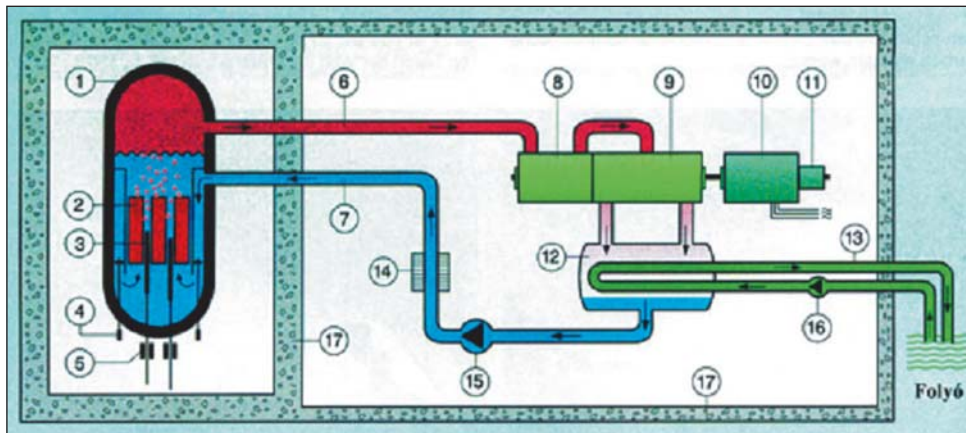
A PWR-es atomerőmű esetében az egész primerkör – azaz a radioaktív szennyezett erőműrész –, a BWR-es atomerőműnél az atomreaktor és a hozzá tartozó berendezéscsoport egy nagy nyomásra tervezett, nagy – mintegy 100-120 ezer m³ térfogatú hermetikusan zárt – biztonsági védőépületen (konténmenten) belül foglal helyet. Egy esetleg bekövetkező súlyos baleset alkalmával ez az utolsó gát, ami megakadályozza, hogy a környezetbe radioaktív szennyeződés kerüljön.

A 4.2. táblázatból látható, hogy a ma üzemelő atomerőművek teljes kapacitásán belül 64,56%-os részaránnyal dominálnak a nyomottvizes reaktorok (PWR-ek, ill. VVER-ek). Legnagyobb szállítójuk a Westinghouse cég (USA), de jelentős szerepet játszanak francia, japán és német cégek is. Kelet-Európában Oroszország (ill. korábban a Szovjetunió) a fő szállító. Ez utóbbi országból származnak a **VVER-440/V-213** reaktorral szerelt atomerőművek. Ilyenek a paksi atomerőmű blokkjai is.

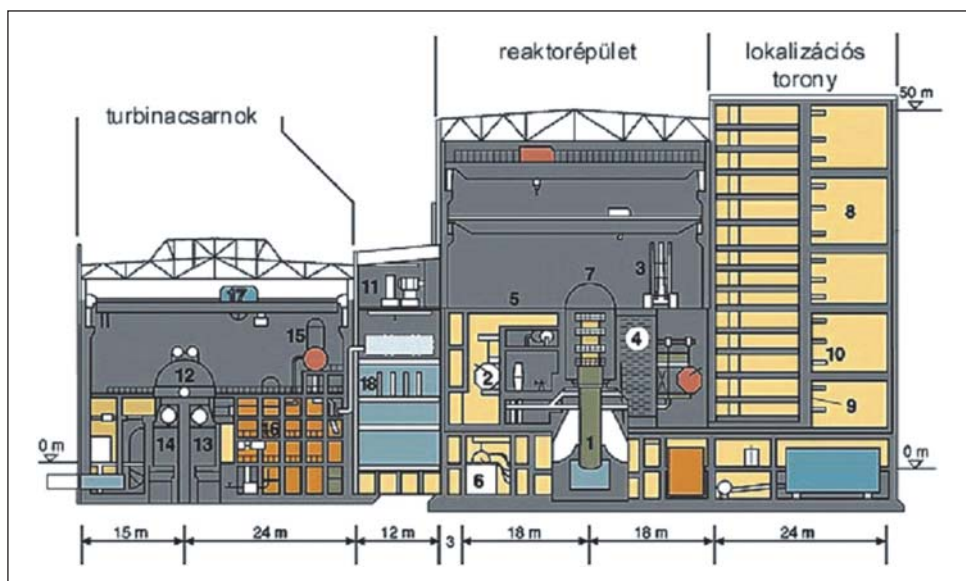
A **paksi atomerőmű** keresztmetszeti rajzát a 4.4. ábra mutatja. Ennél az atomerőműnél a konténment funkcióját az atomreaktor körüli hermetikus helyiségek rendszere és az ahhoz kapcsolódó lokalizációs torony látja el, de maga a reaktorcsarnok nem



4.2. ábra. A nyomottvizes reaktorral szerelt atomerőmű tipikus elvi sémája



4.3. ábra. Az elgőzöltető reaktorral szerelt atomerőmű tipikus elvi sémája



4.4. ábra. A paksi atomerőmű keresztmetszeti rajza

része a hermetikus térnek. A ma épülő VVER-es atomerőműveknél már a nyugati atomerőműveknél kezdetektől fogva alkalmazott konténmentben helyezik el a teljes primerkört. A paksi atomerőművi blokkok eredeti tervek szerinti termikus teljesítőképessége 1375 MW, villamos teljesítőképessége 440 MW. A primerköri hűtővíz nyomása 123 bar, hőmérséklete a reaktorba lépésnél 267 °C, az abból való kilépésnél 297 °C. Üzemanyagöltete 42 tonna uránt tartalmazó UO_2 , 349 fűtőelemköteget tartalmaz, kötegenként 126 fűtőelemmel. A reaktivitástartalék döntő részét a hűtővízben oldott bórsav köti le. 37 szabályozó kazettával rendelkezik, melyből 7 kazetta látja el a szabályozó rendszer beavatkozó szervének szerepét. Az évenkénti fűtőelemcserénél berakott friss fűtőelemkötegek dúsítása 3,6%, bár ma már ettől eltérő dúsítást is alkalmaznak. Az atomreaktorhoz 6 hűtő hurok csatlakozik, hurkonként egy-egy fekvő gőzfejlesztővel. A gőzfejlesztőben keletkező 47 bar nyomású telített gőzt két, egyenként 220 MW-os turbínába táplálják. Az elmúlt években elvégzett fejlesztések eredményeként a blokkok villamos teljesítőképességét – változatlan hőteljesítmény mellett – megemelték, a biztonság növelő intézkedések eredményeként jelentősen növelték az atomerőmű biztonságát.

A teljes kapacitáson belül 22,8%-ot képviselő BWR-es atomerőművek fő szállítója az amerikai General Electric (GE), de jelentős szerepük van japán és svéd cégeknek is. A GE mintegy 40 éves következetes fejlesztési munka eredményeként fokozatosan jutott el a ma gyártott és ajánlott elgőzöltetett reaktorokig, mindenekelőtt a fő második generációs típushoz, a **BWR/6**-hoz.

A ma üzemelő energetikai **HWR**-ek döntő része a kanadai AECL (Atomic Energy of Canada Limited) által kifejlesztett **CANDU** (CANAdian Deuterium-Uranium) reaktortípusba tartozik. Ezen belül teljes egészében szabványosítottnak tekinthető az igen jó üzemi tapasztalatokat felmutató Pickering atomerőmű egyik blokkjából kifejlesztett, második generációsnak tekinthető **CANDU 6** jelű rendszer. Jelenleg több ilyen egység működik a világon, egyenként 670 MW_e, illetve 900 MW_e teljesítőképes-

séggel. A CANDU reaktorok a nyomottcsöves típushoz tartoznak, melyeknek fő jellemzője a természetes urán üzemanyag, a nehézvíz moderátor és hűtőközeg, valamint az üzem közbeni fűtőelemcserék lehetősége.

A ma üzemelő *gyorsreaktoros atomerőművek* – az Oroszországban 25 éve üzemelő (villamos energiát termelő és vízsótalanítást végző) *BN-350* és az 1981 óta üzemelő *BN-1600*, valamint a franciaországi *Phenix* – szintén a második generációs atomerőművek csoportjába tartozik.

A röviden ismertetett második generációs atomerőművi blokkok biztonságosnak és üzembiztosnak bizonyultak, de fokozatos fejlesztésük még tovább javította e tervezeteket. Így jutottunk el a harmadik generációs atomerőművekhez, melyek lassan kiszorítják a második generációs blokkokat.

4.2.3. Harmadik generációs atomerőművek

A harmadik generációs atomerőművek a második generációs atomerőművek szisztematikusan továbbfejlesztésének eredményeként születtek meg. Nevezik ezért őket *evolúciós atomerőműveknek* is. Az első kettő Japánban került üzembe a 90-es évek végén, a többi építési fázisban vagy rendelkezésre kész állapotban van. A fejlesztési tevékenység ma is folyamatban van. Valószínű, hogy a következő évtizedekben szinte kizárólag ilyen atomerőművek épülnek a világon, bár ez nem feltétlenül jelent sok létesítményt a világ atomerőmű-kapacitásának jelenlegi növekedési üteme mellett.

A harmadik generációs reaktorok legfontosabb sajátosságai a következők [22]:

- szabványosított terv valamennyi típusra, amely gyors engedélyezési eljárást, alacsony fajlagos beruházási költséget (konkrét feltételektől függően általában 1000-1800 USD/kW) és rövid (4 év) építési időt eredményez;
- egyszerűbb és robusztusabb kialakítás, mint az eddigi épített atomreaktoroké, ami kevésbé sebezhetővé teszi az üzemi rendellenességekkel szemben;
- a belső (inherens) biztonság és a passzív védelmi tulajdonságok minél teljesebbé tétele;
- magasabb rendelkezésre állás és hosszabb – tipikusan 60 év – üzemi élettartam;
- a zónaolvasásos balesetek kisebb ($\sim 10^{-6}$ reaktorévenként) valószínűsége;
- minimális környezeti hatás;
- magasabb kiégetési szint, ami hatékonyabb üzemanyag-felhasználást eredményez és kevesebb kiégett üzemanyag keletkezésére vezet;
- kiégő abszorbensek (kiégő mérgek) alkalmazása, ami az üzemanyag-élettartam növekedését eredményezi;
- mindezek eredményeként az eddigieknél is olcsóbb és biztonságosabb villamosenergia-termelés lehetősége.

A harmadik generációs atomreaktorok nagy része az LWR (PWR, ill. VVER és BWR) típusba tartozik, de vannak továbbfejlesztett CANDU és gázhűtésű reaktorok is.

a) Harmadik generációs LWR-ek

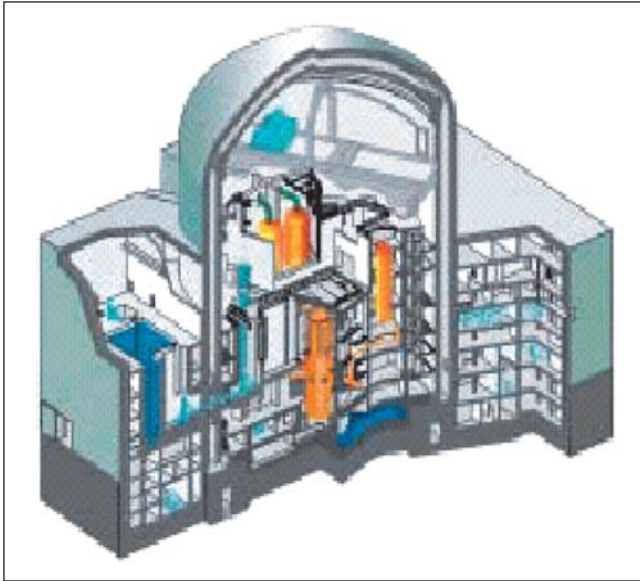
Az *USA-ban* több harmadik generációs reaktortípus van teljesen kifejlesztett állapotban. Közülük a nagy teljesítményű *ABWR* (Advanced BWR) *továbbfejlesztett elgőzöltető reaktorok* (General Electric, Toshiba, Hitachi) az USA-ban, Japánban és Nyugat-Európában üzemelő LWR-ek tapasztalatain alapulnak. Teljesítőképességük

1300 MW_e körüli, kettő 1998 óta üzemben van Japánban és továbbiak vannak építés alatt. A másik nagy teljesítményű típus a **System 80+ továbbfejlesztett nyomottvízes reaktor** (Asea Brown Boveri – Combustion Engineering), ami kereskedelmi értékesítésre kész állapotban van, de még nem adtak el belőle egyet sem. Eme reaktor sajátosságait tartalmazza a Dél-Korea következő reaktorépítési programjának alapját **képező APR-1400**, ami a tervek szerint 2010 körül kerül üzembe. A következő még innovatívabb amerikai harmadik generációs reaktor a kisebb – 600 MW_e – teljesítőképességű **nyomottvízes AP-600** (Westinghouse), amelynek kifejlesztésében felhasználták a Westinghouse által nyomottvízes reaktorokkal szerzett 30 éves tapasztalatot. Rendelkezik a harmadik generációs reaktorokra előzőekben felsorolt valamennyi pozitív tulajdonsággal. Az AP-600-ból kifejlesztették a nagyobb teljesítőképességű változatot, az **AP-1000**-t is. Ennek fajlagos beruházási költsége 1000 USD/kW_e-ra van tervezve, építési ideje a tervek szerint 36 hónap. Rendelkezhet teljes egészében MOX üzemanyagú aktív zónával is. A következő, de nemzetközi projekt az **International Reactor Innovative & Secure (IRIS)**. A harmadik generációs IRIS egy 335 MW_e teljesítőképességű moduláris nyomottvízes reaktor, a reaktortartályon belül elhelyezett integrális gőzfejlesztőkkel és primerkörrel. A következő évtizedben állhat üzembe. A többszörösen moduláris rendszer fajlagos beruházási költsége várhatóan kb. 1000-1200 USD/kW_e lesz. A fenti reaktorok élettartamát 60 évre tervezik.

Európában négy harmadik generációs reaktor van fejlesztés alatt, valamennyi kielégíti mind a francia, mind az igen szigorú német biztonsági követelményeket. A Framatome ANP új szabványos terveként egy nagy 1500-1750 MW_e-teljesítőképességű ún. **Európai Nyomottvízes Reaktort (EPR – European Pressurized Water Reactor)** fejleszt ki öt ország (Belgium, Franciaország, Nagy-Britannia, Németország és Spanyolország) együttműködése keretében. Az EPR reaktor a francia N4 és a német Konvoi típusok továbbfejlesztett változatának tekinthető. Terheléskövető üzemben is működhet, élettartama a tervek szerint 60 év. Német szolgáltatókkal és biztonsági hatóságokkal együttműködve ugyancsak a Framatome ANP fejleszti a harmadik generációs, 1000-1290 MW_e teljesítőképességű BWR-t, az ún. **SWR-1000** típust. A General Electric fejleszti az **Európai Egyszerűsített BWR-t (ESBWR – European Simplified BWR)**, ami 1390 MW_e teljesítőképességű. Fejlesztésénél figyelembe veszik a már hivatkozott ABWR tervezési tapasztalatait. Svédországban a Westinghouse fejleszti, együttműködve a skandináv szolgáltatókkal és összhangban az EU követelményekkel a harmadik generációs, 1500 MW_e teljesítőképességű **BWR 90+** típust.

Oroszországban a Gidropress által fejlesztett harmadik generációs, **továbbfejlesztett VVER-1000** típust (**V392** jelű reaktor) a novovoronyezsi atomerőműbe tervezik beépíteni. A 1000 MW_e teljesítőképességű, **VVER-91** jelű továbbfejlesztett VVER-1000 reaktorból – nyugati szabályozórendszerekkel ellátva – kettő van építés alatt Kínában. Az ugyancsak a VVER-1000-ből továbbfejlesztett, 1500 MW_e-os **VVER-1500** típust a leningrádi és a kurszki öreg blokkok kiváltására szánják. A Gidropress fejleszti a Siemens szabályozó rendszerekkel ellátandó, 640 MW_e teljesítőképességű, **V-407 típusjelű VVER-640**-es blokkot. Oroszországban fejlesztés alatt van a 600 MW_e-os VPBER-600 típus, a reaktortartályban elhelyezett integrális gőzfejlesztőkkel.

A finnországi 5. atomerőművi blokkra kiírt tenderen hagyományos erőművek mellett több harmadik generációs atomerőművel vettek részt a potenciális szállítók



P_{reak}	4300 MW
P_v	~1600 MW
p_r	154 bar
T_g	290 °C
$H_{\text{reak.t}}$	13 m
$H_{\text{a.z.}}$	4,2 m
kazettaszám	241 db
$M(\text{UO}_2)$	128 tonna
$H_{\text{kont.}}$	63 m
$D_{\text{kont.}}$	49 m
Kont.falvast.	2 m

4.5. ábra. Az EPR atomerőmű keresztmetszeti rajza

(ABWR, AP-1000, BWR 90+, EPR, SWR-1000, VVER-91). A finn parlament 2003. decemberben határozott arról, hogy 2008. évi tervezett üzembe helyezéssel az EPR nyomottvízes reaktorral szerelt atomerőművet építi meg. Illusztrációként ennek az atomerőműnek a keresztmetszeti rajzát és fő adatait tartalmazza a 4.5. ábra [6].

b) Harmadik generációs HWR-ek (CANDU)

Kanadában a már említett AECL-nek három harmadik generációs terve van fejlesztés alatt, melyek a már több helyen üzemelő második generációs CANDU-6 reaktoron alapulnak. Két javított, a két generáció határán lévő CANDU-6 most lett kész Kínában.

Az egyik továbbfejlesztett változat a 450 MW_e villamos teljesítőképességű **CANDU-3**, amely különösen a kisebb villamosenergia-rendszerekhez illeszthető kíválóan. Kifejlesztése gyakorlatilag teljesen befejeződött. A tervben kiterjedten alkalmazák a szabványosított komponenseket és rendszereket, valamint a moduláris konstrukciókat. Üzemanyaga természetes vagy kissé (0,9-1,2%) dúsított urán. Nagyobb villamosenergia-rendszerekhez jól illeszthető a másik továbbfejlesztett változat, a 925-1300 MW_e teljesítőképességű, monoblokkos **CANDU-9**. Üzemanyaga lehet természetes vagy kissé dúsított urán és a kiégett PWR-üzemanyag reprocessálásából visszakeringetett urán is. Képes lehet a katonai eredetű plutónium és a kiégett üzemanyagból leválasztott másodlagos aktinidák kiégetésére is. A CANDU-9 tervezet két éves engedélyezési folyamatát sikeresen befejezték 1997 elején és várhatóan 2005-ben lesz építésre kész állapotban. A harmadik **Továbbfejlesztett Candu Reactor (ACR** – Advanced Candu Reactor) korábban **CANDU-NG**-ként volt ismeretes, melyet szintén a CANDU-6-ból fejlesztettek ki. Az **ACR-700** reaktor 730 MW_e teljesítőképességű, nehézvíz-moderátorú és könnyűvíz hűtőközegű, fizikailag sokkal kisebb és kb. 40%-kal olcsóbb, mint

a CANDU-6. Fajlagos beruházási költsége a tervek szerint mintegy 1000 USD/kW_e. Szemben a korábbi CANDU-változatokkal, negatív void-tényezővel rendelkezik, ami belső (inherens) biztonságot jelent a reaktivitás-balesetekkel szemben. Az előre gyártott modulokból történő építés átfutási ideje 3 év.

c) Magas hőmérsékletű gázhűtésű reaktorok

Az LWR-ek és a HWR-ek hátránya, hogy az alacsony hőmérsékletek miatt csak kis termodinamikai határfokot tesznek lehetővé, ami egyrészt az üzemanyag-felhasználás hatékonyságát rontja, másrészt a fajlagos beruházási költséget növeli. Eredetileg ennek a hiányosságnak a kiküszöbölésére szánták a hélium hűtőközeg alkalmazását, ami lényegesen magasabb hűtőközeg-hőmérséklet (akár 950 °C) elérését teszi lehetővé. Ezáltal a reaktor ipari folyamathoz előállítására is alkalmassá válik. Míthogy a hélium igen magas hőmérsékleten sem lép kölcsönhatásba az uránkarbid üzemanyaggal (ami vízhűtés esetében alacsony hőmérsékleten sem kerülhető el), ezek a reaktorok az UO₂ mellett, az UO₂-él egyébként sokkal jobb tulajdonságokkal (pl. több mint egy nagyságrenddel nagyobb hővezetési tényezővel) rendelkező uránkarbidot (UC-t) is használhatnak üzemanyagként. A fűtőelem 1 mm-nél kisebb átmérőjű ún. TRISO részecskékből áll. Mindegyiknek van egy urán-oxikarbid magja eléggé magas (mintegy 8%) U-235 dúsítású uránnal. Ezt karbon és szilíciumkarbid rétegek veszik körül, melyek 1600 °C felett is stabilan visszafogják a radioaktív termékeket (hasadási termékeket, transzurán izotópokat). Ezek a részecskék különböző alakú grafitblokkokba (hexagonális hasábokba vagy golyókba) préselhetők. Az elképzelést először a németek valósították meg kb. teniszlabda nagyságú fűtőelemekkel, de a fejlesztéssel – politikai nyomásra – felhagytak. Hasáb alakú fűtőelemekkel másutt is megvalósították a koncepciót (Nagy-Britannia, USA).

Dél-Afrika golyóágyas moduláris reaktorát (PBMR – Pebble Bed Modular Reactor) az Eskom cég által vezetett konzorcium fejleszti német szakértők tervei szerint [22]. A demonstrációs modul 125 MW_e teljesítőképességű, de a termelő egységeket 165 MW_e-ra tervezik. Közvetlen ciklusú gázturbinával kb. 42% termodinamikai határfokot ér el. 450 ezer üzemanyaggolyó cirkulál a reaktoron keresztül folyamatosan. 80 MWnap/kg átlagos kiegészítési szint érhető el benne (de max. 200 MWnap/kg elérését is lehetségesnek tartják). Rugalmas teljesítményváltoztatásra alkalmas 40-100% között. Fajlagos beruházási költsége (10-14 blokkos atomerőmű esetében) várhatóan kb. 1000 USD/kW_e lesz. A demonstrációs üzem 2006-ban lesz kész, a kereskedelmi változat várhatóan 2010-ben kerül üzembe. Ez a típus már közvetlen átmenetet képez a negyedik generációs atomerőművekhez.

Az **USA-ban** fejlesztik a gázturbinás-moduláris héliumhűtésű reaktort (**GT-MHR**: Gas Turbin – Moduláris Helium Reactor), amely a tervek szerint 285 MW_e teljesítőképességű modulonként épül. A reaktorban felmelegített hélium közvetlenül hajtja a gázturbinát, melynek révén 48% termodinamikai határfokot ér el. Az alul, felül és oldalt grafit reflektorral körülvett aktív zónát hexagonális oszlop alakú fűtőelemblokkokból építik fel, melyeket csatornák szelik át az áramló hélium-hűtőközeg és a szabályozó rudak számára. Az üzemanyag kiegészítési szintje 100 MWnap/kg. A General Atomics fejleszti, együttműködve az oroszországi Minatommal és a japán Fuji céggel. Az előzetes tervezési fázist 2001-ben befejezték. Fajlagos beruházási költsége várhatóan 1000 USD/kW_e-nél kisebb lesz.

d) Harmadik generációs gyorsreaktorok

Oroszország nagy tapasztalatokkal rendelkezik különböző ólomhűtésű reaktortervezetekkel és ólom-bizmut hűtőközeget 40 éve használ tengeralattjáró reaktoraiban. Ugyanez vonatkozik a gyorsreaktorokra is. A két irányból szerzett tapasztalatokra alapozva kezdték fejleszteni a 300 MW_e teljesítőképességű, ólomhűtésű **BREST** nevű gyorsreaktort, 540 °C kilépő hőmérséklettel és szuperkritikus paraméterű gőzt termelő gőzfejlesztővel. Az ólom alkalmazását erősen ösztönzi, hogy a természetes ólom 54%-át kitevő Pb-208 izotóp „átlátszó” a neutronokra. A reaktor inherensen biztonságos. Előnye, hogy nem képes katonai minőségű plutónium termelésére. Jelenleg egy pilot blokk van építés alatt Belojarszkban. Ez a típus is már közvetlen átmenetet jelent a negyedik generációs atomerőművekhez.

Az előzőek alapján a 4.4. táblázatban összefoglaltuk a harmadik generációs atomreaktorok néhány fontos adatát [22, 26].

e) Kis reaktorok

Amint azt már közöltük, a NAÜ javaslatára a 300 MW_e-nél kisebb teljesítőképességű atomerőművek reaktoraikat soroljuk a kis reaktorok kategóriájába. Különböző okok miatt az utóbbi időben elmozdulás történt ama szemlélettől, ami kizárólag az egyre nagyobb teljesítőképességű atomerőművek építésére összpontosít. Előtérbe került a kisebb teljesítőképességű blokkok építése is [21]. Legkiválóbb moduláris projekt a dél-afrikaiak által vezetett konzorcium golyóágyas reaktorfejlesztése, amiről jelen szakasz c) pontjában már írtunk.

A modern energetikai kis reaktorok általános jellemzői várhatóan a következők: egyszerűség, gazdaságos tömegtermelés, kisebb fajlagos beruházási költség, inherens biztonság, passzív védelem nagy szerepe. Néha egyedüli lehetőségnek tekinthető olyan helyeken, amelyek távol vannak az átviteli hálózatoktól és ahol kicsi a villamosenergia-fogyasztás (pl. Alaszka, Szibéria). A következőkben az ilyen reaktorok közül utalunk néhányra.

Az orosz **KLT-40** egy jégtörőkhöz kifejlesztett reaktor, melyet most szélesebb körű felhasználásra javasolják: sótalanításra, távoli területek villamosenergia-ellátására, ahol 30-35 MW_e villamos teljesítményre és hőszolgáltatásra van szükség. A blokkot uszályon kívánják elhelyezni, a két fűtőelemátrakás közötti kampányhosszt 3 évre tervezik.

A CNEA és az INVAP (Argentína) által fejlesztett **CAREM** moduláris kis atomerőmű 100 MW_{term}/27 MW_e teljesítőképességű PWR, melynek teljes primer köre (a gőzfejlesztővel együtt) a reaktortartályon belül foglal helyet.

A dél-koreai fejlesztésű **SMART** (System-integrated Modular Advanced Reactor) egy 330 MW_{term} teljesítőképességű PWR, reaktortartályon belül elhelyezett gőzfejlesztővel. Villamosenergia-termelésre (100 MW_e) és/vagy hőszolgáltatásra (tengervíz-sótalanításra) tervezték. 3 éves fűtőelemátrakási ciklushosszra tervezett blokk élettartama 60 év.

A japán Atomenergia Kutatóintézet (JAERI) a 50-300 MW_{term} teljesítőképességű, **MRX** nevű integrális PWR-t fejleszti hajóhajtásra és helyi energiaellátásra.

A francia Technicatome által kifejlesztett **NP-300** jelű PWR villamos teljesítőképessége 100-300 MW_e, sótalanítási teljesítménye 500 ezer m³/nap. Exportra tervezték.

A kis atomerőművek közé sorolható az USA-ban kifejlesztett, 285 MW_e-os **GT-MHR** reaktor is, amelyről jelen szakasz c) pontjában már írtunk és az Oroszországban kifejlesztett **BREST** gyorsreaktor, amelyről a jelen szakasz d) pontjában volt szó.

4.4. táblázat. A harmadik generációs atomreaktorok néhány fontos adata [22, 26]

Reaktor	Típus	Vill. telj., MW _e	Üzemanyag	Kampany-hossz, hónap	Zóna-olv. valószínűsége/reaktor.év	Élettartam, év	Építési idő, év	Fajl. beruh. ktg. USD/kW _e	Első üzembe állás éve
ABWR	BWR	1356	UO ₂	18-24	<10 ⁻⁶	60	4	1700	1998
System 80+	PWR	1345	MOX ⁽¹⁾	18-24	<10 ⁻⁶	60	4	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
AP-600	PWR	600	UO ₂	18-24	<5·10 ⁻⁷	60	3	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
AP-1000 ⁽³⁾	PWR	1100	UO ₂ v. MOX	18-24	n.a. ⁽²⁾	60	3	1000	n.a. ⁽²⁾
IRIS ⁽⁷⁾	PWR	335	UO ₂ v. MOX	48	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	1000-1200	2010-2020
EPR ⁽³⁾	PWR	1500-1750	MOX	12-24	<10 ⁻⁵	60	5	n.a. ⁽²⁾	2008
SWR-1000 ⁽³⁾	BWR	1000-1290	n.a. ⁽²⁾	24	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
SBWR	BWR	600	UO ₂	18-24	<10 ⁻⁶	60	3	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
ESBWR	BWR	1390	UO ₂	18-24	<10 ⁻⁶	60	4	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
BWR 90+ ⁽³⁾	BWR	1500	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
VVER-1000/V392 ⁽⁴⁾	PWR	1000	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
VVER-91 ^(3,5)	PWR	1000	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
VVER-1500 ⁽⁶⁾	PWR	1500	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
VVER-640/V-407	PWR	640	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
VPBER-600 ⁽⁷⁾	PWR	600	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
CANDU-3	PHWR	450	UO ₂	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
CANDU-9	PHWR	900-1300	MOX	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾
ACR-700 ⁽⁸⁾	PHWR	730	UO ₂	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	3	1000	n.a. ⁽²⁾
PBMR	HTR	165	UC	n.a. ⁽²⁾	lásd ⁽⁹⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	1000	2006, 2010
GT-MHR	HTR	285	(U, Pu)C	18	lásd ⁽⁹⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	<1000	n.a. ⁽²⁾
BREST ⁽¹⁰⁾	FBR	300-..	(U+Pu) nitrid	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾	n.a. ⁽²⁾

⁽¹⁾Kevert UO₂ és PuO₂
⁽²⁾Nincs adat
⁽³⁾Részt vett a finnországi 5. atomerőmű-tenderén
⁽⁴⁾Novovoronyezi beépítésre tervezik
⁽⁵⁾Két blokk építés alatt Kínában
⁽⁶⁾Leningrádi és a kurszki a.e.r.blokkok cseréjére tervezik
⁽⁷⁾Reaktortartályban elhelyezett gőzfejlesztővel
⁽⁸⁾Nehézzvíz-moderátoros könnyűvíz hűtésű
⁽⁹⁾A reaktor olvadása kizárható
⁽¹⁰⁾Ólomhűtésű gyorsreaktor szuperkritikus gőzfejlesztővel

Az Egyesült Államokban fejlesztett 400 MW_{term} teljesítőképességű, ólomhűtésű, moduláris kivitelű **STAR-H2** gyorsreaktort hidrogéntermelésre szánják. Az üzemanyaga (U+transzurán)nitrid, a hűtőközeg kilépő hőmérséklete 780 °C, szekunder köri munkaközege hélium.

A japán, orosz és USA konzorcium keretében fejlesztett **FUJI** sóolvadékos reaktor teljesítőképessége 100 MW_e. Domináns feladata a hosszú életű hasadási termékek és az aktinidák transzmutálása.

Az itt ismertetett kis atomerőművek egy része már átmenetnek tekinthető a negyedik generációs atomerőművek kifejlesztéséhez.

4.2.4. Negyedik generációs atomerőművek

Szemben a harmadik generációs atomerőművekkel – amelyek a második generációs atomerőművek bázisán, azok szisztematikusan javításával, illetve továbbfejlesztésével jöttek, ill. jönnek létre –, **a negyedik generációs vagy innovatív atomerőművek** számos teljesen új termelési célt és biztonsági követelményt kitűzve, az eddigiektől alapjaiban eltérő megoldásokat alkalmaznak.

Az új termelési célok és követelmények a következők:

a) A fosszilis energiahordozók felhasználásával kapcsolatos, a bevezetőben már említett problémák miatt egyre többen azon a véleményen vannak, hogy az emberiség energiaproblémája az atomenergia-hasznosítás bővítése nélkül nem megoldható. Ekkor viszont fontossá válik **az uránkészletek eddigieknél lényegesen hatékonyabb hasznosítása** (az U-235 mellett az U-238 teljes körű energetikai hasznosítása) és a források szélesítése (az urán mellett a tóriumforrások felhasználása). Az uránkészletek hatékonyabb hasznosítása a zárt üzemanyagciklus teljessé tételét (a kiegészített üzemanyag reprocesszálása útján) és a tenyészreaktorok kiterjedt alkalmazását, valamint a termodinamikai hatásfok növelését igényli. A tóriumforrások felhasználásához a Th-²³³U üzemanyagciklust megvalósító atomreaktorok rendszerbe állítása szükséges.

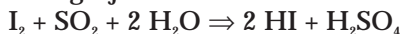
b) A jelenlegi atomerőművekkel szemben – amelyeknek egyetlen hasznos terméke a villamos energia – a jövő atomerőműveinek a hőszolgáltatásba – főleg az ipari folyamat-hő-termelésbe – is be kell kapcsolódniuk. A leginkább hangsúlyozott ilyen feladat **a hidrogéntermelésbe történő bekapcsolódás**. A világ hidrogénfogyasztása jelenleg mintegy 50 millió tonna évenként, de a termelési kapacitás felfutási üteme 10%/év [27]. Ma gyakorlatilag az összes hidrogént földgázból termelik, melynek mellékterméke az egyik üvegházhatású gáz, nevezetesen a CO₂. Egyre általánosabbá válik az a vélemény, hogy a jövő egyik fő energiahordozója a hidrogén lesz, mely általános közlekedési üzemanyaggá válik. Nyilvánvaló, hogy ez a hidrogén iránti igényt ugrásszerűen meg fogja növelni. Ennek alapvetően környezetvédelmi okai vannak, s ezzel a hidrogéntermeléssel együtt járó CO₂-keletkezés nem fér össze. Ezért valószínűsíthető, hogy a jövőben a hidrogént alapvetően nem földgázból, hanem vízből kell előállítani, amelynek mellékterméke az oxigén.

A vízbontás megvalósítható **elektrolízis** és **termokémiai folyamat** révén. Az elektrolízis villamos energiát igényel, mely bármilyen erőművel előállítható, azaz ez az eljárás semleges a primerenergia-hordozóval szemben. A ma létező termokémiai folyamatok viszont magas hőmérsékletű hőforrást igényelnek. A legperspektivikusabb többlépcsős termokémiai eljárás a 4.6. ábrán bemutatott ábra szerint a következő három lépést tartalmazza [27, 33]:

1. lépés: Magas hőmérsékletű (700-1000 °C), alacsony nyomású endoterm kénsavbontás vízzé, oxigénné és kén-dioxidá:



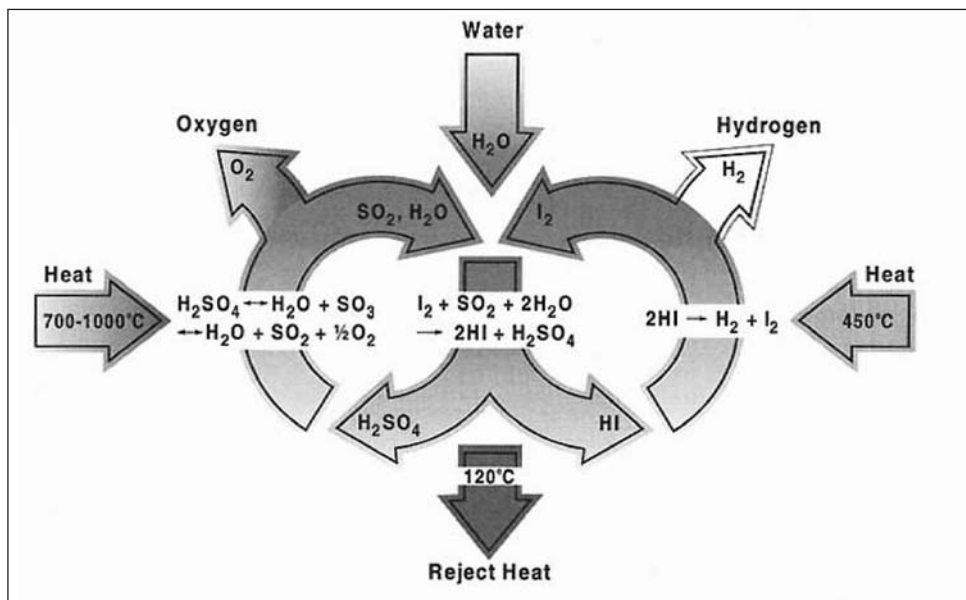
2. lépés: A jódot az első lépésben keletkező SO_2 -vel és vízzel reagáltatva hidrogénjodid előállítására:



3. lépés: A második lépésben keletkező hidrogénjodid disszociáltatása kb. 450°C -on nagy nyomású hidrogénné és jódá:



Látható tehát, hogy lényegében a H_2SO_4 -et és a jódot katalizátorként alkalmazva a nettó reakció a következő:



4.6.ábra. A többlépcsős termokémiai hidrogéntermelés folyamatábrája

A reakciósor lejátszódásához magas ($700-1000^\circ\text{C}$) hőmérsékletre van szükség, ami magas hőmérsékletű atomreaktorral is biztosítható. E reakció fejlesztésében részt vesz az Oak Ridge National Laboratory (USA) és a CEA (Franciaország).

A hidrogéntermelés gazdaságossága függ a használt módszer hatásfokától, ami a hidrogén által képviselt energiakihozatal és az energiabevitel hányadosaként fejezhető ki. Elektrolízises előállítás esetében az elektrolízis a felhasznált villamos energiát 80% hatásfokkal alakítja át. Ha ezt a villamos energiát 34% hatásfokkal állítjuk elő (mai LWR-ekre jellemző ez az érték), akkor az elektrolízises hidrogéntermelés eredő hatásfoka $0,80,34 @ 0,27$, azaz 27%. Az atomerőmű mellett jelentős az elektrolizáló cellák beruházási költsége is. Termokémiai folyamatokra a teljes hatásfok nagyobb, mint 50% [27]. A hidrogént és villamos energiát termelő kombinált ciklusú atomerőmű hatásfoka elérheti a 60%-ot.

A termokémiai eljárásához magas hőmérséklet mellett arra van szükség, hogy a kémiai üzem biztonsági okokból izolálva legyen magas hőmérsékletű atomreakortól. A General Atomics elemzése szerint ezen az úton olcsóbban állítható elő a hidrogén,

mint a földgáz bontása révén, nem beszélve arról az előnyről, hogy a vízbontás esetében nem keletkezik üvegházhatású gáz (CO₂). Az atomenergia-felhasználás ilyen célú kiterjesztésének gondolata már régen felvetődött, jelen tanulmány szerzője is írt róla egyik korábbi művében már 16 évvel ez előtt [11].

c) Az atomenergia lakosság általi elfogadása szempontjából egyik kulcskérdés a hosszú felezési idejű radioizotópokat (hasadási termékeket és transzurán izotópokat) tartalmazó **nagy aktivitású hulladékok végleges elhelyezése**. A nagy aktivitás mellett fő probléma az igen lassú lebomlás, ami akár több százezer évet is igényelhet. E probléma alapelveiben új és elegáns megoldását segíti a **hosszú életű izotópok magreakciók útján történő átalakítása (transzmutálása)** rövidebb életű, ill. stabil izotóppokká, aminek révén aktivitásuk nagyságrendekkel rövidebb idő alatt lebomolhat a földből kibányászott ama urán aktivitásszintjére, amelyből ezek a radioizotópok keletkeztek. Ehhez olyan nukleáris berendezések (atomreaktor és/vagy gyorsítóval hajtott szubkritikus rendszerek) kellene, amelyekben ez a transzmutáció jó hatásfokkal és biztonságosan végbemehet. A jövőendő atomenergia-rendszerének az ilyen berendezések is szerves részei lehetnek.

d) Az atomenergia másik kulcskérdése a **nukleáris berendezések** – mindenekelőtt az atomerőművek – **biztonsága**. E tekintetben már a második generációs atomerőművek is nagyon jók, a harmadik generációsak pedig még jobbak, ennek ellenére a biztonság további javítása folyamatosan aktuális kérdés. Ez egyben az atomenergia lakossági elfogadtatását is megkönnyíti. Alapvető szerepe van ilyen szempontból a belső (inherens) biztonság fokozásának és a már hivatkozott passzív védelmi képesség teljessé tételének. Ez adott esetben teljesen új megoldásokra vezethet a harmadik generációs atomerőművekhez képest is.

e) Fontos cél az **atomfegyverek elterjedéséből adódó kockázatnak** a minimumra csökkentése, ami egyik fontos feltétele annak, hogy az atomenergiát olyan országok is alkalmazhassák, amelyek – katonai megfontolásokból – ma még ki vannak zárva abból. Több ország – különösen az Egyesült Államok – hatóságai szerint a második és a harmadik generációs atomerőművek nem zárják ki maradéktalanul a hasadóanyag illetéktelenek általi megszerzését.

f) Az atomenergia-hasznosítás lehetőségét meg kell adni minden olyan ország számára, amely élni kíván vele, függetlenül attól, hogy az adott ország mekkora villamosenergia-rendszerrel rendelkezik. Ehhez az atomerőművi **egység-teljesítőképességek** széles választékával kell rendelkeznie a piacnak.

A felsorolt célok és követelmények kielégítéséhez – a több évtized alatt felhalmozott tapasztalatokra is alapozva – teljesen új megoldásokra kell törekedni. A negyedik generációs atomerőműveknek és a hozzájuk kapcsolódó üzemanyagciklusoknak ezeket az igényeket kell kielégíteniük.

Az utóbbi néhány évben különböző nemzetközi kezdeményezések történtek e feladat teljesítése céljából [28, 35]. Ezek: (a) az USA által kezdeményezett **Generation IV International Forum (GIF)**, ami 2000-ben kezdte munkáját; (b) a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) által szervezett **International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO)**, amely 2001-ben lett elindítva; (c) a 19 európai partner által 1997-ben útjára bocsátott **Michelangelo Network (Micanet)**. Két nagyobb tanulmány is készült ezekről a kérdésekről az elmúlt néhány évben: (a) A NAÜ, az OECD International Energy Agency (IEA) és az OECD Nuclear Energy Agency (NEA) szervezetek által közösen összeállított és 2002-ben kibocsátott „Innovative

Nuclear Reactor Development – Opportunities for International Cooperation” és (b) a Massachusetts Institute of Technology (MIT) „The Future of Nuclear Power” című, 2003-ban megjelent interdiszciplináris tanulmánya. A kezdeményezések és a tanulmányok által lefedett területek jelentősen átfedik egymást, sok közöttük a hasonlóság, ill. az azonosság, de bizonyos különbségek is felfedezhetők közöttük.

A **GIF** az Egyesült Államok Energiügyi Minisztériuma (DOE) által kezdeményezett Nuclear Energy Research Initiative (NERI) együttműködéséből nőtt ki. Az eredetileg részt vevő kilenc állam: Argentína, Brazília, Dél-Afrika, Dél-Korea, Franciaország, Japán, Kanada, Nagy Britannia és az USA, majd később csatlakozott hozzájuk Svájc. E NERI országok 2000-ben kezdett, kb. két éves tanácskozása – Generation International Forum (GIF) – eredményeként megfogalmazták a fő fejlesztési célokat és kiválasztották azt a hat reaktortechnológiát, amiből – elképzeléseik szerint 2010 és 2030 között – a jövő atomenergetikája kialakul. A GIF valamennyi tanácskozásán megfigyelőként részt vettek az Euratom, a NAÜ és az OECD NEA képviselői is. A GIF domináns fejlesztési céljai: fenntarthatóság, gazdaságosság, biztonság és rendelkezésre állás, a hasadóanyagok illetéktelenek kezébe kerülésének megelőzése.

A GIF által javasolt hat rendszer többsége zárt üzemanyagciklust alkalmaz, három közülük gyorsreaktor, egy építhető gyorsreaktorként is, és csak kettő jelent olyan atomerőművet, amely termikus reaktorról van felszerelve. Csak egy tartozik a könnyűvízes típusba, kettő héliumhűtésű, a többi ólom-bizmut-, nátrium- vagy fluoridsó-hűtésű. Az utóbbi három alacsony nyomáson üzemel, ami biztonsági előnyt jelent. A hőmérséklet-tartomány: 510-1000 °C, azaz sokkal magasabb, mint a mai LWR-ekben. Teljesítménytartományuk: 150-1500 MW_e (ill. az ezzel ekvivalens hőteljesítmény). Legalább négy rendszer fejlesztéséhez rendelkezünk jelentős üzemi tapasztalatokkal, ami miatt ezek jóval 2030 előtt kereskedelmi szintet érhetnek el.

Oroszország nem tagja a GIF-nek, de a GIF egyik koncepciója megfelel a 4.2.3. pontban ismertetett, orosz tervezésű BREST gyorsreaktornak. India sem tagja a GIF-nek, de fejlesztési elképzelései összhangban vannak a GIF koncepcióval.

Az előírányzott **GIF reaktortechnológiák** a következők:

a) Gázhűtésű gyorsreaktorok

A hűtőgáz kilépési hőmérséklete magas (850 °C), ami termokémiai hidrogéntermelésre és más ipari folyamathő-szolgáltatásra is alkalmassá teszi. A villamosenergia-termeléshez a gáz közvetlenül hajtja a gázturbinát (Brayton-ciklus). Az üzemanyag hasadó anyagot és szegényített uránt, ill. más fertilitás anyagot tartalmaz. A kiégett üzemanyag reprocesszálható a helyszínen és az összes hosszú életű radioizotóp (hasadási termékek és aktinidák) visszavezethetők a reaktorba transzmutálás céljából.

b) Ólomhűtésű gyorsreaktorok

A folyékonyfém (Pb vagy Pb-Bi) hűtés természetes cirkulációjú. Az üzemanyag szegényített uránfém vagy nitrid, teljes aktinidacirkuláció valósul meg regionális vagy központi reprocesszáló üzemből. Teljesítőképesség-tartománya igen széles (300-1400 MW_e). Az 550 °C kilépő hőmérséklet könnyedén elérhető, de a 800 °C is elképzelhető továbbfejlesztett anyagok alkalmazásával, ami alkalmassá teheti termokémiai hidrogén-termelésre is. A koncepció összhangban van az orosz BREST gyorsreaktorral, valamint az USA STAR és a japán LSPR reaktorról, amelyek szintén ólom- ill. ólom-bizmut-hűtésűek.

c) Sólvadékos reaktorok

Az urán és a kiégett üzemanyag reprocessálása során leválasztott aktinidák és hosszú életű hasadási termékek valamilyen sóban, pl. nátriumfluorid sóban vannak feloldva és együtt cirkulálnak a rendszerben. A rövidebb életű hasadási termékeket folyamatosan eltávolítják a rendszerből. A keverék kilépő hőmérséklete $700\text{ }^{\circ}\text{C}$, de elérhetőnek tartják a $800\text{ }^{\circ}\text{C}$ -ot is. Az áramló szekunder közeg felhasználható villamosenergia-termelés mellett termokémiai hidrogén előállításra is. A rendszer kifejlesztéséhez az USA jelentős tapasztalatokkal rendelkezik, minthogy az 1960-as években sikeresen üzemeltetett egy sólvadékos reaktort. A jelenlegi munka lítium- és berilliumfluorid hűtőközregré fókuszál, amelyben tóriumot és U-233-üzemanyagot oldanak fel. A sólvadékos reaktor nagyon vonzó tulajdonsága a nagy transzmutációs hatékonyság.

d) Nátriumhűtésű gyorsreaktorok

A nátriumhűtésű gyorsreaktorokkal nyolc országban 5 évtizeden keresztül szerzett több, mint 300 reaktorévnyi tapasztalaton alapul eme koncepció. Az üzemanyagban hasznosítható az urán izotópdúsítása során visszamaradt igen nagy mennyiségű szegényített urán. A hűtőközeg $550\text{ }^{\circ}\text{C}$ kilépési hőmérséklete révén jó termodinamikai hatásokkal lehet villamos energiát termelni. A primer kör közel atmoszférikus nyomású, ami biztonsági előnyt jelent. Két variánsa: egyik $150\text{--}500\text{ MW}_e$ teljesítőképességű, mely a fém üzemanyagba kevert aktinidák helyszíni pirometallurgiai reprocessálását igényli, a másik $500\text{--}1500\text{ MW}_e$ teljesítőképességű, mely konvencionális berendezésekben reprocessált hagyományos MOX üzemanyaggal üzemel.

e) Szuperkritikus vízhűtésű reaktorok

Egyharmaddal magasabb termodinamikai hatásokat ér el, mint a mai LWR-ek. A szuperkritikus jellemzőkkel (25 MPa és $510\text{--}550\text{ }^{\circ}\text{C}$) rendelkező gőz a reaktortartályon belül történő leválasztás után közvetlenül a gőzturbinába lép. Passzív biztonsági sajátossága hasonló az egyszerűsített BWR-ekéhez (SBWR-ekéhez).

f) Nagyon magas hőmérsékletű gázhűtésű reaktorok

Ezek fejlesztése a grafitmoderátoros héliumhűtésű reaktorok tekintélyes mennyiségű tapasztalatain alapul. Az aktív zóna építhető hasáb alakú blokkból, amilyen a japán HTTR, valamint a General Atomics és mások közös fejlesztése alatt álló GT-MHR (ld. 4.2.3. pont, ill. 4.4. táblázat), vagy lehet golyóágyas, mint amilyen pl. a Dél-Afrikában fejlesztett PBMR (ld. 4.2.3. pont, ill. 4.4. táblázat). Az $1000\text{ }^{\circ}\text{C}$ körüli kilépő hőmérséklet alkalmas nagyon jó hatásfokú villamosenergia-termelésre és termokémiai hidrogéntermelésre. 250 MW_e (ill. $600\text{ MW}_{\text{term}}$) teljesítőképességű blokkok építését tervezik.

A 4.5. táblázatban összefoglaljuk az ismertetett koncepciók legfontosabb jellemzőit [28].

Az ismertetésből megállapítható, hogy a javasolt reaktorkoncepciók segítségével az uránkészletek hasznosításának hatásfoka 40-50-szer nagyobb, mint a második és a harmadik generációs reaktorokkal elérhető érték.

A NAÜ által kezdeményezett **INPRO** ugyancsak a jövő atomerőműveinek a kifejlesztését célozza. Az INPRO első fázisában kidolgozott fejlesztési elvek és követelmények a következők: gazdaságosság, fenntarthatóság és a környezet védelme, a nukleáris létesítmények biztonsága, a hasadóanyagok illetéktelenek kezébe kerülésének megelő-

4.5. táblázat. A negyedik generációs reaktorkoncepciók legfontosabb jellemzői [28]

Koncepció	Neutron-spektrum	Hűtőközeg	Hőmérséklet, °C	Nyomás	Üzemanyag	Üzemanyag-ciklus	Telj.ké- pesség, MW _e	Termék
Gázhűtésű gyorsreaktor	gyors	He	850	magas ⁽¹⁾	U-238	zárt (in situ)	288	vill.en. és hidrogén
Ólomhűtésű gyorsreaktor	gyors	Pb-Bi	550-800	alacsony	U-238	zárt (regionális)	50-150 300-400 1200	vill.en. és hidrogén
Sóolvadékos reaktor	epitermikus	Fluorid-sók	700-800	alacsony	UF sóban feloldva	zárt	1000	vill.en. és hidrogén
Na-hűtésű gyorsreaktor	gyors	Na	550	alacsony	U-238 és MOX	zárt	150-500 500-1500	vill.en.
Szuperkritikus vízhűtésű reaktor	termikus v. gyors	Víz	510-550	nagyon magas	UO ₂	nyitott (term.) zárt (gyors)	1500	vill.en.
Nagyon magas hőmérsékletű gázhűtésű reaktor	termikus	He	1000	magas	UO ₂ hasáb vagy gölyök	nyitott	250	hidrogén és vill.en.

zése. A kezdeményezés – szemben a GIF-vel – nem csak a technológiai követelményekre, hanem az intézményi, jogi és infrastrukturális követelmények megfogalmazására is összpontosít, különösen a fokozódó globalizációval összefüggésben [35]. Az iparilag fejlett országok szempontjai mellett figyelemmel van a kisebb és a fejlődő országok és régiók feltételeire is. Az INPRO ma még csak ezen a fokon van, a következő fázisban (2003 júniusától kezdve) különböző esettanulmányok keretében kívánják vizsgáltatni a megfogalmazott követelményeket. A 2004. április 25-29. között megtartott washingtoni 12. Nemzetközi Atomenergia Konferenciára (ICONE 12: 12th International Conference on Nuclear Engineering – „Nuclear Energy-Powering the Future”) beküldött dolgozatok közül több dolgozat foglalkozik a különböző innovatív rendszerek INPRO elvek szerinti értékelésével.

A *Micanet* elindításával az volt a cél, hogy kidolgozzák az általános európai K+F stratégiát a nukleáris ipar további rövid, közép- és hosszú távú fejlesztésére, szigorúan összpontosítva a biztonságra és arra, hogy az atomerőművek feladata ne csak villamosenergia-termelés legyen. A közös tevékenységet egymást követő keretprogramok keretében végzik.

A különböző kezdeményezések – különösen a GIF és az INPRO – között szoros együttműködés alakult ki, amit a nagymértékben hasonló, ill. azonos fejlesztési célok és követelmények is segítenek.

A *három ügynökség (IAEA, IEA és NEA) által készített tanulmány* a fejlesztés alatt lévő innovatív nukleáris fissziós technológiákat vizsgálja abból a szempontból, hogy azok milyen mértékben próbálnak válaszolni a nukleáris energia előtt álló kihívá-

sokra. Témákat javasol a közös K+F tevékenységekre, amelyek időt takaríthatnak meg és költségeket csökkenthetnek az elszórtan és nem koordináltan végzett nemzeti kutatásokkal szemben. A dolgozat 12 reaktortervet vizsgál meg részletesen a lehetséges 36-ból [35] és ösztönzi a GIF és az INPRO közötti szoros együttműködést.

Az *MIT tanulmány* az előzőeknél lényegesen részletesebben foglalkozik az üzemanyagciklussal, s ezen keresztül az egész atomenergia-rendszerrel. Három különböző üzemanyagciklust elemez. Ezek: nyitott üzemanyagciklusban üzemelő hagyományos termikus reaktorokat tartalmazó rendszer; zárt üzemanyagciklusú termikus reaktorokat tartalmazó rendszer; gyors- és termikus reaktorokat tartalmazó egyensúlyi üzemanyag-ciklust megvalósító rendszer. Utóbbi azonos a jelen sorok írója által korábban publikált cikkekben [36, 37, 38, 39] és könyvben [11] elemzett atomenergia-rendszerekkel. A következtetések között is igen sok a hasonlóság. A MIT tanulmány végül is arra a következtetésre jut, hogy a GIF és az INPRO kezdeményezésekben részletezett fejlesztések elkezdése előtt az általuk javasolt rendszervizsgálatokat kellene befejezni.

Hangsúlyozni kell, hogy a negyedik generációs atomerőművek nagy részének építése kb. még 20 éven keresztül nem nagyon aktuális. ***A következő két évtizedben folyó atomerőmű-építésben várhatóan a 3. generációs atomerőművek jelentik a realitást. Ha azonban a világ atomerőmű-kapacitásának növekedési üteme a következő egy-két évtizedben is a jelenlegi trendnek megfelelően alakul, akkor viszonylag kevés harmadik generációs atomerőmű fog épülni. Közben iparilag éretté válhatnak a biztonsági és gazdasági szempontból fejlettebb negyedik generációs atomerőművek. Ebben az esetben – különösen, ha folytatódik a második generációs atomerőművek jelenleg egyre általánosabbá váló élettartamhosszabbítási programja – elképzelhető, hogy a második generációs atomerőművek korszakát – a harmadik generációs atomerőműveket részben átlépvé – a negyedik generációs atomerőművek korszaka követi.***

4.3. Gazdasági értékelés

Az atomerőműben történő energiatermelés gazdasági mutatóira tehető legfontosabb megállapítások a következők.

A ***ma üzemelő és épülő atomerőművek fajlagos beruházási költsége*** – a bonyolult technológia és a szigorú biztonsági követelmények következtében – az azonos teljesítőképességű más erőművekével összehasonlítva ***meglehetősen magas***. Egy mai atomerőmű fajlagos (1 kW villamos teljesítőképességére vonatkoztatott) beruházási költsége (PWR-es atomerőműnél 1800-2000 €/kW körüli érték) kb. 2-szerese a széntüzelésűekének (mintegy 1000 €/kW), 1,06-1,25-szöröse a lignittüzelésűekének (bányaberuházással együtt kb. 1600-1700 €/kW), s mintegy 3-szorosa a földgáz-tüzelésűekének (~600 €/kW körüli érték). Pl. a 2003. decemberében hozott parlamenti döntés értelmében Finnországban építendő 1600 MW villamos teljesítőképességű EPR jelű (PWR-rel szerelt) atomerőmű beruházási költsége fix áras szerződés szerint 3 Mrd€ lesz [4]. Előzőek miatt ***egy mai atomerőműben termelt villamos energia egységköltségében a beruházási költségből adódó hányad (mintegy 50-60%) nagyobb, mint a fosszilis tüzelésű erőművekben történő termelés esetében (amelyekben jelenleg kb. 15-30% ez az arány).***

Az előzőekből következik, hogy **a mai atomerőművekben termelt villamos energia egységköltsége érzékenyebb** a beruházási költségek tekintetében figyelembe veendő **diszkont rátára**, mint az egyéb erőművek esetében. Ma és a következő évtizedekben 4-5% diszkont rátával lehet számolni.

A magas fajlagos beruházási költség következtében **az atomerőműben termelt villamos energia egységköltsége érzékenyebb az építési idő hosszára**, mint a fosszilis tüzelésűek esetében. Emiatt különösen nagy érdek fűződik az építési idő rövidítéséhez, illetve az ezt lehetővé tevő megoldásokhoz (tipizáláshoz, szabványosításhoz, szigorúságból nem engedő, de az engedélyezési eljárást nem lassító engedélyezési gyakorlathoz stb.). Az Egyesült Államokban az 1979. évi TMI atomerőmű-baleset után az engedélyezési gyakorlatot olymértékben túlbonyolították, hogy az építési idő 10-15 évre nőtt. Ez döntően hozzájárult az atomenergia-termelés versenyképességének romlásához. Az ettől lényegesen eltérő – de nem kevésbé szigorú – franciaországi engedélyezési gyakorlat, valamint a kiterjedt tipizálás és szabványosítás miatt Franciaországban az atomerőmű építési ideje 4-5 év. Ennek is köszönhető, hogy az atomenergia-termelés versenyképes ebben az országban. A már hivatkozott ötödik finn atomerőművi blokk építési engedélyezése ebben az évben kezdődik és az üzembe helyezésre a tervek szerint 2008 végén kerül sor [8].

Az energiataralomra vonatkoztatott üzemanyagköltség nukleáris üzemanyag esetében sokkal kisebb, mint a fosszilis tüzelőanyagoknál. Emiatt **az atomerőművekben termelt villamosenergia-egységköltségen belül az üzemanyag-komponens mind nagyságában, mind arányában nagyon kicsi (10% körüli érték)**, sokkal kisebb mint a fosszilis tüzelésű erőművek esetében. A paksi atomerőmű esetében mintegy 14% az üzemanyag-komponens villamosenergia-egységköltségen belüli részaránya.

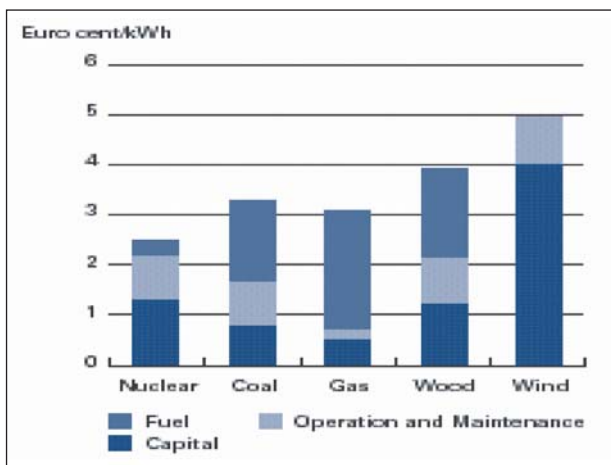
Az olcsóbb üzemanyagár bizonyos kihasználási óraszám felett képes kompenzálni az atomerőmű nagyobb fajlagos beruházási költségét. Ennek köszönhetően az atomerőművi villamosenergia-termelés a legtöbb országban versenyképes a többi energiatermelési móddal, kivéve, ha az adott ország saját olcsó primer energia-hordozó-vagyonnal rendelkezik. Egy legújabb OECD összehasonlító tanulmány szerint a villamosenergia-termelési költségek 2005 és 2010 között néhány országban a 4.6. táblázat adatai szerint alakulnak 5% reál kamatláb és 75%-os terhelési tényező esetében [40].

Az előző megállapítások helyességét érdemes konkrét példával alátámasztani. Finnországban az új erőmű kiválasztásához több erőműtípust vettek figyelembe. A konkrét

4.6. táblázat. Várható villamosenergia-termelési költségek 2005-2010 között (5%/év reál kamatláb, 75% terhelési tényező, 1997-es USD feltételezésével) cent/kWh [40]

Ország	Nukleáris	Szén	Gáz
Franciaország	3,22	4,64	4,74
Oroszország	2,69	4,63	3,54
Japán	5,75	5,58	7,91
Dél-Korea	3,07	3,44	4,25
Spanyolország	4,10	4,22	4,79
USA	3,33	2,48	2,33-2,71
Kanada	2,47-2,96	2,92	3,00
Kína	2,54-3,08	3,18	-

ajánlatok alapján a 4.7. ábrán bemutatott egység-költségek adódtak az egyes változatokra [6]. A felhasznált dokumentum nem közli a számításokhoz felhasznált paramétereket, de egyéb irodalmi források alapján valószínűsítjük, hogy a közölt adatok 8000 óra/év csúskihasználási óraszámhoz, 30 év élettartamhoz és 5% reálkamatlábbhoz tartoznak. Az adatokat táblázatban is összefoglaltuk (ld. 4.7. táblázat). Az atomerőművekre vonatkozó adatok tartalmazzák az atomerőmű lebontási és a radioaktív



4.7. ábra. A különböző típusú erőművekben termelt villamos energia egységköltsége és annak belső szerkezete finnországi feltételek között

hulladékok kezelési és elhelyezési költségeit is. Feltételezzük, hogy ez a finn adatokra is vonatkozik. Valószínű, hogy a közölt adatok is hozzájárultak ahhoz, hogy az 1600 MW villamos teljesítőképességű atomerőmű építése mellett döntöttek. Természetesen a konkrét feltételek országonként mások, ezért a fenti adatok nem vihetők át minden további nélkül más országokra.

4.7. táblázat. Az új finn erőműváltozatokhoz tartozó egységköltségek és azok üzemanyag-komponense

Erőmű típusa	Villamosenergia-egységköltség, eurocent/kWh	Üzemanyag-komponens, %
Atomerőmű (EPR típus)	2,47	10,9
Széntüzelésű erőmű	3,28	48,9
Gáztüzelésű erőmű	3,06	75,7
Fatüzelésű erőmű	3,93	44,4
Tőzegtüzelésű erőmű	5,00	20,5

Az előzőekben közöltek következtében **az atomerőműben termelt villamos energia egységköltsége sokkal kevésbé érzékeny az üzemanyagköltség változásaira mint a fosszilis tüzelőanyagot felhasználó erőművek esetében.** Még egy nagy üzemanyagár-eszkalációnak is viszonylag kis hatása van a termelt villamos energia egységköltségére. Pl. a 2000. évi U_3O_8 ár megkötéshez kötődése a könnyűvízes atomerőműre vonatkozó fűtőelem-költséget csak 30%-kal, a villamos energia egységköltséget pedig mindössze 7%-kal növelheti. Ugyanakkor a gázár megkötéshez kötődése a villamos energia árában mintegy 70% növekedést okoz. **Ez a körülmény az atomerőműben terelt villamos energia nagy árstabilitását, az ár hosszú időre történő előretervezhetőségét eredményezi, szemben a fosszilis üzemanyagú erőművekkel, amelyekben a tüzelőanyag áringadozása nagy áringadozást és instabilitást okoz a villamosenergia-piacon.**

A fentiekben közölt költségek nem tartalmazzák az ún. **externális költségeket** (azaz azokat a költségeket, amelyek számszerűsíthetők, de ma még nem figyelembe vettek). Ennek azért van jelentősége, mert a különböző üzemanyagú erőművek villamosenergia-termelésével összefüggő externális költségek különbözőek, következésképpen elhagyásuk torzítást okoz a gazdasági összehasonlításokban. Megjegyezzük ugyanakkor, hogy az externális költségek meghatározása meglehetősen bizonytalan. Az atomerőművek esetében a villamos energia egységköltsége figyelembe veszi a külső költségek nagy részét (kiszolgált atomerőmű végleges leszerelésének és a telephely helyrehozásának, a radioaktív hulladékok kezelésének és végleges elhelyezésének költségét). A külső költségek nagy részének belső költséggé tétele miatt az atomerőmű maradó külső költségei lényegesen kisebbek, mint a többi erőműtípus esetén. A közeli externális költségeket különböző források alapján a 4.8. táblázat tartalmazza. A közölt adatokkal más források által publikált adatok is összhangban vannak [pl. 30]. A táblázat adatai alapján megállapítható, hogy **az externális költségek figyelembevételével** jelentősen megnőne a különböző típusú erőművekben termelt villamos energia egységköltsége, különösen az olaj- és a széntüzelés esetében. A külső költségekkel megnövelt egységköltségek illusztrálására példaként a 4.9. táblázatban közöljük a feltételezett finn erőműváltozatokra vonatkozó egységköltségeket a 4.7. táblázat adataira és a [8] irodalomból vett értékekre (ld. 4.7. táblázat) alapozva. A táblázatból látható, hogy a külső költségek figyelembevételével **tovább javulna az atomenergia-hasznosítás relatív előnye a többi energiahordozóval szemben.**

4.8. táblázat. A különböző energiahordozók felhasználásával kapcsolatos fajlagos externális költségek

Energiahordozó	Externális költség, eurocent/kWh		
	EU átlag	[7]	[8]
Szélerőmű	0,1-0,2	0,1-0,2	0-0,2
Atomerőmű	0,4	0,007-0,2	0,3
Vízerőmű	0,4	0,45	-
Földgáztüzelés	1,3-2,3	0,5	1,6
Olajtüzelés	-	1,6-1,8	3,3
Széntüzelés	4,1-7,3	1,5-2,6	3,9
Lignittüzelés	-	2,2	-
Napenergia	-	-	0,1-0,3
Biomassza	-	-	0-0,7

A külső költségek figyelembevétele nélkül ez az előny csak bizonyos kihasználási óraszám felett érvényesül. Ennek illusztrálására közöljük a 4.8. ábrát, mely az új finn erőmű kiválasztását megelőző elemzések keretében készült [7]. Az ábrából látható, hogy a Finnországban figyelembe vett feltételek között kb. 6000 óra/év csúcskihasználási óraszám felett az externális költségek számításba vétele nélkül is az atomerőműben termelhető legolcsóbban a villamos energia. Megjegyezzük, hogy élettartam-hosszabbítás után az atomerőmű pozíciója még jobb, mert már lényegesen kisebb kihasználás mellett is versenyképes a benne termelt villamos energia (az élettartamnyújtás alacsony „beruházási költsége” miatt).

4.9. táblázat. Az új finn erőműváltozatokhoz tartozó egységköltségek a [8] szerinti külső költségek figyelembevételével, eurocent/kWh

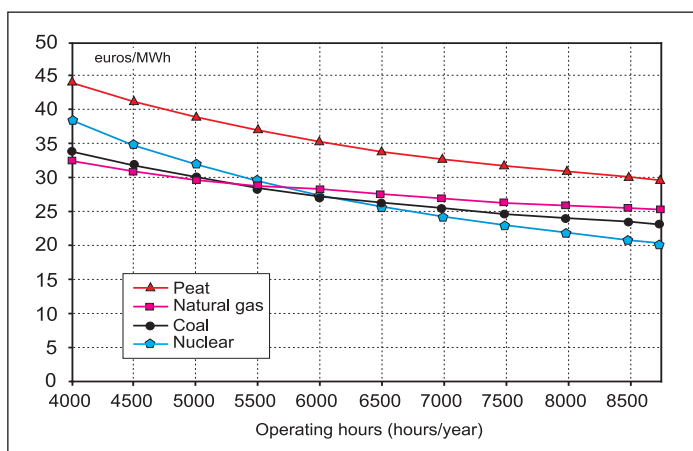
Erőmű típusa	Villamosenergia-egységköltség
Atomerőmű (EPR típus)	2,77
Szénttüzelésű erőmű	7,18
Gáztüzelésű erőmű	4,66
Fatüzelésű erőmű	3,93-4,63
Tőzegtüzelésű erőmű	5,00 + külső költség

Az előzőekben mindenütt hangsúlyoztuk, hogy az elemzés ma üzemelő, ill. épülő atomerőművekre vonatkozik. A 4.2.3. pontban láttuk azonban (ld. 4.4. táblázat is), hogy a harmadik generációs atomerőművek fajlagos beruházási költsége és építési ideje – elsősorban a robusztusabb szerkezetek, a szabványosítás, a modularitás és egyéb technikai és technológiai

korszerűsítés, valamint az engedélyezési eljárások hatékonyabbá válása következtében – jelentősen csökken a mai atomerőművekéhez képest. A fajlagos beruházási költség várhatóan az 1000-1700 USD/kW_e intervallumba fog esni, az építési idő pedig 3-4 év lesz. Ennek következtében a villamos energia egységköltsége – a továbbra is

alacsony üzemanyag-költség-komponens mellett – az állandó költség-komponens csökkenése miatt tovább csökken, ami miatt az atomerőművi villamosenergia-termelés versenyképessége tovább javul. A gazdaságosság további növelését eredményezi, hogy a 3. generációs atomerőművek élettartama gyakorlatilag egységesen 60 év (ld. 4.4. táblázat). Mindez úgy, hogy közben az atomerőművek biztonsága is tovább nő. Ezek az atomerőművek már nem csak nagyobb, hanem a kisebb kihasználások mellett is gazdaságosan termelik a villamos energiát. A negyedik generációs atomerőművek gazdaságossága ma még nem állapítható meg egyértelműen, de a 4.2.4. pontban közöltek – pl. többféle termék előállítás, nagyobb termodinamikai hatásfok stb. – következtében várhatóan tovább nő.

Összefoglalóan megállapíthatjuk, hogy az atomenergia gazdaságilag ma már egyértelműen versenyképes a többi energiahordozóval szemben és egy ma gazdaságos atomerőmű az egységköltség kis üzemanyag-komponense miatt egészen biztosan gazdaságos lesz egész élettartama alatt. Ha az externális költségeket is figyelembe vesszük, akkor ezek a gazdasági előnyök még inkább



4.8. ábra. A különböző típusú erőművekben termelt villamos energia egységköltsége a kihasználási óraszám függvényében, finnországi feltételek között (a külső költségek figyelembevétele nélkül)

kidomborodnak. Az atomerőművi villamosenergia-termelés – szemben a fosszilis üzemanyagú erőművekkel – hosszú távon is nagy árstabilitást és hosszú idejű előretervezhetőséget biztosít, ami különösen egy liberalizált villamosenergia-piacon igen nagy versenyelőnyt jelent a tulajdonos számára és a fogyasztóknak is előnyös. E gazdasági előnyök hosszabb távon valószínűleg tovább nőnek.

4.4. Az atomenergia megítélése az ellátásbiztonság szempontjából

Az energetikai ellátásbiztonság egy ország, ill. régió számára azt jelenti, hogy indokolt energiaigényét valamennyi energiatípus esetében bármikor maradéktalanul ki tudja elégíteni. Ez különösen a vezetékes energiahordozók esetében fontos követelmény, amelyekből a fogyasztóknál nincs (villamos energia és a lakosságnál a földgáz is), ill. alig van (nagyfogyasztóknál a földgáz) lehetőség tárolásra, ugyanakkor mással nem helyettesíthető alapvető igényeket elégítenek ki.

Az energetikai ellátásbiztonság megteremthetőségét egy országban, ill. régióban alapvetően befolyásolhatja a források és az igények országonkénti, ill. régiókénti megoszlása, ill. az, hogy ezek az eloszlások milyen mértékben fedik le egymást. **A fosszilis energiahordozók tekintetében óriási egyenlőtlenségek állnak fenn ebben a tekintetben, ami törvényszerűen az iparilag fejlett országok jelentős részét, így a jelenlegi és a kibővülő Európai Uniót is egyre erősebben importfüggővé teszi.**

Az atomenergia tekintetében ilyen szempontból jobb a helyzet. Az uránkészletek jelentősek és az uránforrások országonkénti, ill. régiókénti eloszlása lényegesen egyenletesebb, mint a fosszilis energiahordozóké. Ezt mutatja a 4.10. táblázat [10]. A készletek nagysága intenzív kutatások eredményeként tovább növelhető, azonban az atomenergia pangása miatti keresletcsökkenés, és az ebből adódó alacsony árak miatt e kutatásokra ma még nincs szükség. A táblázat szerinti, eddig felkutatott 3,1 millió tonna uránkészlet a világ jelenlegi atomerőmű-kapacitása és a jelenlegi hasznosítási határfok mellett mintegy 50 évre elegendő. Becslések szerint ezen felül még mintegy 16,2 millió tonna további konvencionális uránforrás van a Földön, ami gazdaságosan kitermelhető, csupán feltárára vár [10]. Ez a mennyiség további 250 évre képes fedezni

4.10. táblázat. Ismert nagyobb uránkészletek a világon

Ország	Uránkészlet, tonna	A teljes készlet százalékában, %
Ausztrália	863000	28
Kazahsztán	472000	15
Kanada	437000	14
Dél-Afrika	298000	10
Namíbia	235000	8
Brazília	197000	6
Oroszország	131000	4
USA	104000	3
Üzbegisztán	103000	3
Teljes	3107000	100

az igényeket a jelenlegi atomerőmű-kapacitás mellett. A negyedik generációs reaktorok – köztük a tenyészreaktorok – rendszerbeállításával (ld. 4.2.4. pont) a hasznosítási hatások a jelenleginek legalább 40-szeresére növelhető, ami egy mainál lényegesen nagyobb atomenergia-rendszer üzemanyagigényét képes fedezni évszázadokig [11]. És még nem beszéltünk a nukleáris üzemanyagként szintén felhasználható tóriumkészletekről.

Megnyugtató képet mutat az urántermelés országokénti megoszlása is. Ez látható a 4.11. táblázatból [12]. A termelésben kanadai és ausztráliai cégek dominálnak [31, 32], ami ugyancsak közrejátszik a beszerzési források biztonságában. Fűtőelemgyártásban az atomenergia-hasznosításban leginkább érdekelt országok (USA, Oroszország, Franciaország, Nagy-Britannia, Japán, Kanada) foglalják el a vezető helyet. Ez jelentősen elősegíti a beszerzés-diverzifikálást a többi ország számára. Az urán beszerzési ára az utóbbi 15 évben alig változott, ill. inkább csökkent [13].

4.11. táblázat. Az uránbányászat országokénti megoszlása 2001-ben és 2002-ben

Ország	Termelés			
	2001		2002	
	tonna urán	Teljes százalékában, %	tonna urán	Teljes százalékában, %
Kanada	12520	34,43	11604	32,15
Ausztrália	7756	21,33	6888	19,08
Niger	2920	8,03	3075	8,52
Oroszország (becslés)	2500	6,87	2900	8,03
Kazahsztán	2050	5,64	2800	7,76
Namíbia	2239	6,16	2333	6,46
Üzbegisztán	1962	5,40	1860	5,15
USA	1011	2,78	919	2,55
Dél-Afrika	873	2,40	824	2,28
Ukrajna (becslés)	750	2,06	800	2,22
Kína (becslés)	655	1,80	730	2,02
Csehország	456	1,25	465	1,29
India (becslés)	230	0,63	230	0,64
Brazília	58	0,16	270	0,75
Románia	85	0,23	90	0,25
Spanyolország	30	0,08	37	0,10
Franciaország	195	0,54	20	0,06
Egyebek	76	0,21	252	0,70
Világ	36366	100	36097	100
	42888 tU ₃ O ₈		40569 tU ₃ O ₈	

A leírtak azt jelentik, hogy **az ellátásbiztonság a beszerzési források tekintetében teljesen megnyugtató**. Ma már Magyarország számára sem csak Oroszország jelenti az egyetlen fűtőelem-beszerzési lehetőséget.

Az ellátásbiztonság további javulását eredményezik az atomenergia területén a következők:

- A nukleáris üzemanyag energiasűrűsége nagyságrendekkel nagyobb, mint a fosszilis tüzelőanyagoké, következésképpen ugyanannyi villamos energia termeléséhez több nagyságrenddel kevesebb üzemanyagra van szükség, mint szén-, olaj- vagy

gáztüzelésű erőművekben. Egy 1000 MW villamos teljesítőképességű mai PWR-es atomerőmű évi üzemanyag-szükséglete 27 tonna körül van. Egy ugyanekkora hőerőmű mintegy 3-4 millió tonna szenet, ill. kb. 1-2 milliárd Nm³ földgáz eltüzelését teszi szükségessé évenként. A számok összehasonlításából következik, hogy amíg pl. földgázból néhány hónapos stratégiai tartalék képzése is igen nagy technikai feladatot jelent, addig **a nukleáris üzemanyagból akár több éves stratégiai tartalék biztosítása sem jelent semmilyen technikai és beruházási problémát.**

- A 4.3. pontban láttuk, hogy a termelt villamos energia egységköltségén belül az üzemanyagköltség részaránya atomerőművek esetében lényegesen (2-8-szor) kisebb, mint a fosszilis tüzelőanyagú erőművekben. Ebből következik, hogy **a nukleáris üzemanyagból akár több éves stratégiai tartalék is csak elhanyagolható mértékben növeli a villamosenergia-egységköltséget.**

A leírtak miatt összefoglalásként megállapítható, hogy az ellátásbiztonság megoldhatósága tekintetében – ha az energiahordozókat külföldön kell beszerezni – az atomerőművi villamosenergia-termelés valamennyi villamosenergia-termelési mód közül a legjobbnak tekinthető.

4.5. Biztonsági és üzembiztonsági megfontolások

A biztonság, benne különösen a nukleáris biztonság, az atomenergetika megítélésének egyik kulcskérdése. Ennél fogva az atomenergia-hasznosítás jövőjét alapvetően befolyásolja az atomerőmű biztonsága, ill. e biztonságba vetett lakossági bizalom. Ezt a tényt az elmúlt 20-25 év tapasztalatai egyértelműen bizonyítják, éppen ezért e körülménynek megfelelő súllyal és a lehető legnagyobb objektivitással kell foglalkozni ezzel a kérdéssel.

Valamely energiatermelési és -felhasználási mód **biztonsága** annak mértékét fejezi ki, hogy az emberi környezet, s maga az ember mennyire védett az adott energiatermelés, ill. energiafelhasználás káros következményeivel szemben. Inverz fogalma **a kockázat**, ami viszont azt fejezi ki, hogy milyen mértékben vagyunk kitéve e káros következmények veszélyének. E kockázatnak különböző formái vannak, amelyek különböző szempontokból csoportosíthatók. A **térbeli kiterjedés alapján** lehetnek lokálisak, regionálisak és globálisak (azaz Föld-i méretűek), az **időbeli kiterjedés szempontjából** lehetnek rövid, közép- és hosszú távúak. A megjelenés jellege szerint lehetnek **potenciális és permanens veszélyek**. Az előbbieket nem biztos, hanem lehetséges veszélyt jelentenek, amelyeknek realizálódása valószínűségi értékkel fejezhető ki, s mértékük nagyon különböző lehet, míg a permanens veszély folyamatosan és biztosan érvényesül. Vannak egyéb szempontok szerinti kategorizálások is.

A különböző kockázatok, ill. veszélyességi formák más-más arányban jelentkezhetnek a különböző energiatermelési és -felhasználási módoknál, ezért nagyon nehéz e módokat összehasonlítani a kockázatok, ill. a biztonság szempontjából. Pl. nagyon nehéz összevetni a fosszilis energiahordozókat felhasználó konvencionális erőművek által kibocsátott üvegházhatású gázok okozta globális felmelegedés és az általuk kibocsátott szennyező anyagok okozta biodiverzitás-romlás folyamatos és biztos veszélyét az atomerőművek potenciális veszélyével, amely, csak nagyon kis valószínűséggel realizál-

lódhat, de ha igen, akkor súlyos következményekkel járhat. Az atomenergia-felhasználás, s ezen belül különösen az atomerőművek biztonságának elemzése előtt fontos felhívni a figyelmet e nehézségek meglétére.

Az atomerőművek és egyes más nukleáris berendezések normál üzemi körülmények között gyakorlatilag semmilyen veszélyt nem jelentenek a környezetükre. Alapvető jellemzőjük a **potenciális veszélyességük**, amely ha realizálódik, akkor az komoly következményekkel járhat. Ebből adódik az ellene való védekezés elve is. Fő szempont, hogy **a potenciális veszély realizálódásának valószínűségét a lehető legkisebb mértékre szorítsuk le, és ha mégis bekövetkezne egy súlyos esemény, akkor annak környezeti hatása minél szűkebb környezetre, lehetőleg csak az atomerőmű épületeinek belsejére korlátozódjék**. E követelményeket egyrészt megfelelő típusválasszal, a biztonsági követelményeket maximálisan kielégítő konstrukcióval és biztonságos üzemeltetéssel lehet elérni.

Az atomerőművekkel kapcsolatos veszélyek potenciális jellege a biztonság elemzésének módszerét is befolyásolja. Korábban a biztonságot **determinisztikus** megközelítéssel vizsgálták, ami azonban potenciális veszély elemzéséhez nem elégséges. A 70-es években jelent meg a biztonság **valószínűségi** szemlélete [26], melynek segítségével annak valószínűségét kezdték vizsgálni, hogy az atomerőműben súlyos baleset következik be. Egy atomerőmű legsúlyosabb következménye a környezetnek radioaktív anyaggal való elszennyeződése, ami leginkább az aktív zóna jelentős károsodása – esetleg megolvadása – nyomán következhet be, ha a szennyeződéseket a konténment nem tartja vissza. Ezért a valószínűségi biztonsági elemzések mindenekelőtt a zónaolvadás valószínűségét vizsgálják. Ehhez végig kell vizsgálni az összes olyan elképzelhető eseményláncot, amelyek súlyos balesethez vezethetnek és egyenként ki kell számítani azok valószínűségét. Ezek összege globálisan jellemzi az atomerőmű biztonságát. Ez az analízis egyben felfedi az atomerőmű gyenge pontjait is a biztonság szempontjából. Ezek eredményeként születnek meg a biztonságot megteremtő eszközök és berendezések. A most ismertetett eljárást nevezzük **valószínűségi biztonsági elemzésnek (PSA: Probabilistic Safety Analysis)**, amelynek több szintje van. Az Egyesült Államok a következő feltételeket fogalmazta meg a PSA-ra alapozva [26]:

- a) Az aktív zóna megolvadásának valószínűsége atomerőmű blokkonként és évenként ne haladja meg a 10^{-4} értéket.
- b) Annak valószínűsége, hogy a környezetbe nagy mennyiségű radioaktív szennyezés kerüljön, atomerőmű blokkonként és évenként ne haladja meg a 10^{-6} értéket.

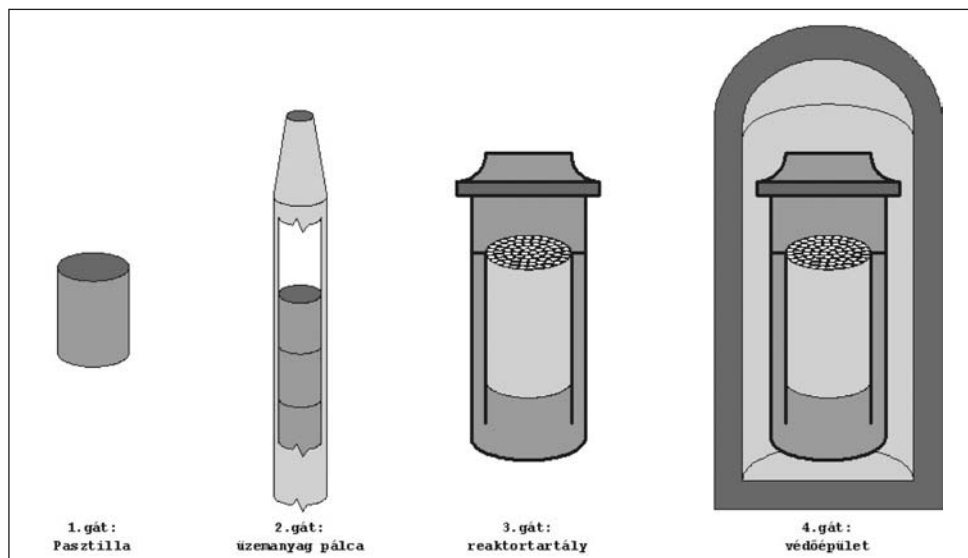
A két érték közötti nagyságrendi különbség azt a tényt fejezi ki, hogy az aktív zóna megolvadása csak kis (10^{-2}) valószínűséggel vezethet környezetszennyezésre. A 4.2.3. pontban láttuk, hogy a 3. generációs atomerőművek esetében a zónaolvadás valószínűsége kisebb, mint 10^{-6} reaktorévenként, ami azt jelenti, hogy a környezeti szennyezés valószínűsége ennél is sokkal kisebb. Természetesen az ilyen nagy mértékű biztonság különböző eszközökkel és berendezésekkel érhető el.

A biztonság egyik legfontosabb garanciája az **ún. belső (inherens) biztonságú atomreaktor** választása. A belső (inherens) biztonság azt jelenti, hogy a reaktorban bizonyos baleseti szituációkban (az ún. reaktivitás-balesetekben) olyan belső fizikai, hőtechnikai folyamatok működnek, amelyek fékezik és végül leállítják a kedvezőtlen irányú változásokat. Ennek az a jelentősége, hogy ha a reaktort ilyennek építették, ak-

kor **e belső (inherens) biztonság nem romolhat el, nem kapcsolható ki, az a biztonsági, védelmi eszközök üzemképességétől függetlenül mindig érvényesül.** A reaktor eme tulajdonsága tehát típusjellemző. Ebbe a típusba tartoznak a világon ma leginkább elterjedt nyomottvízes reaktorok (PWR-ek és a paksi atomerőmű VVER-440 típusjelű reaktorai) és az előzőleg említett reaktorok. Ugyanakkor a volt Szovjetunióban kifejlesztett és épített másik típus, az RBMK típus, nem rendelkezik a belső (inherens) biztonság valamennyi feltételével. Ebbe a típusba tartoznak a csernobili atomerőmű reaktorai is, ahol 1986. április 26-án baleset következett be. Be lett bizonyítva, hogy e baleset egyik alapvető oka volt a belső (inherens) biztonság hiánya. Ezért mondhatjuk, **hogy a csernobili atomerőmű katasztrófájából nem lehet következtetni a többi reaktortípus biztonságának a hiányára.**

Az atomerőmű baleset elleni biztonságának másik fontos garanciája az ún. **külső biztonsági eszközök** alkalmazása, melyek a belső (inherens) biztonság mellett védenek a különböző baleseti szituációk kialakulása, ill. továbbfejlődése ellen. Növeli a biztonságot, hogy e külső biztonsági eszközökön belül egyre nagyobb szerepet kapnak az ún. **passzív védelmi rendszerek**, amelyek természeti törvényeknek engedelmessé – külső energiabetáplálástól függetlenül – működnek.

Az atomerőműben az előzők ellenére esetleg bekövetkező rendkívüli esemény, vagy baleset káros környezeti hatásainak (radioaktív szennyezők környezetbe jutásának) blokkolására, ill. csökkentésére a terveket úgy készítik el, hogy érvényesüljön az ún. **mélylégi védelem**, ill. ennek részeként a **mérnöki gátak rendszere**. A mélylégi védelemnek hármas követelményt – baleset megelőzése, monitorozás (a baleset kialakulására utaló jelek figyelése), baleset következményeinek enyhítése – kell kielégítenie. A mélylégi védelem magába foglalja az összes biztonsági rendszert (köztük a belső biztonság meglétét és az ún. külső biztonsági rendszert), a mérnöki gátakat a hármas követelmény megfelelő szintjeihez kapcsolja és igen nagy hangsúlyt fektet a megelőzésre, a baleset bekövetkeztének megakadályozására. Az egymást követő gátak annak



4.9. ábra. Az atomerőműben működő mérnöki gátak

megakadályozására szolgálnak, hogy a megelőző gátakon esetleg túljutó radioaktív anyagok továbbterjedjenek, s végső soron a környezetbe jussanak. E mérnöki gátak (ld. 4.9. ábra): az üzemanyagmátrix (UO₂), a fűtőelem-burkolat, a reaktortartály és egyéb primerköri berendezések fala, valamint a biztonsági védőköpeny, az ún. **konténment** (ill. annak valamivel kevésbé fejlett változata, a lokalizációs toronnyal kiegészített hermetikus helyiségek rendszere). Megkülönböztetett szerepe van a konténmentnek, mivel ez az utolsó gát az atomerőmű belső tere és a környezet között. Ennek hatékonyságát jelzi, hogy az Egyesült Államokban 1979-ben bekövetkezett TMI baleset valamennyi következménye a konténmenten belüli térre korlátozódott, a környezetbe nem került ki radioaktív szennyeződés, szemben a csernobili balesettel, ahol a konténment hiányában igen jelentős környezeti radioaktivitás-kibocsátás történt. A Paksi Atomerőműben a konténment szerepét a hermetikus helyiségek rendszere és az ahhoz kapcsolódó lokalizációs torony tölti be, a reaktorcsarnok azonban nem része a hermetikus térnek (utóbbi miatt tekintjük e megoldást kevésbé korszerűnek a konténmenttel szemben). Az utolsó két gátnak köszönhető pl. hogy egy zónaolvadási baleset nem feltétlenül jár környezeti kibocsátással, s így a környezet radioaktív anyagokkal való elszennyeződésének valószínűsége mintegy két nagyságrenddel kisebb, mint a zónaolvadási baleseté.

Az előzőek eredménye, hogy **ma már olyan atomerőművek építhetők, amelyekben a környezetre is ható súlyos balesetek valószínűsége sokkal kisebb, mint 10⁻⁶ reaktorévenként, ami már a lakosság számára is elviselhető kockázatot jelent.** Fő feladat ezen a területen, hogy e megállapítás helyességét a szakemberek a lakosság számára is meggyőzően bebizonyítsák.

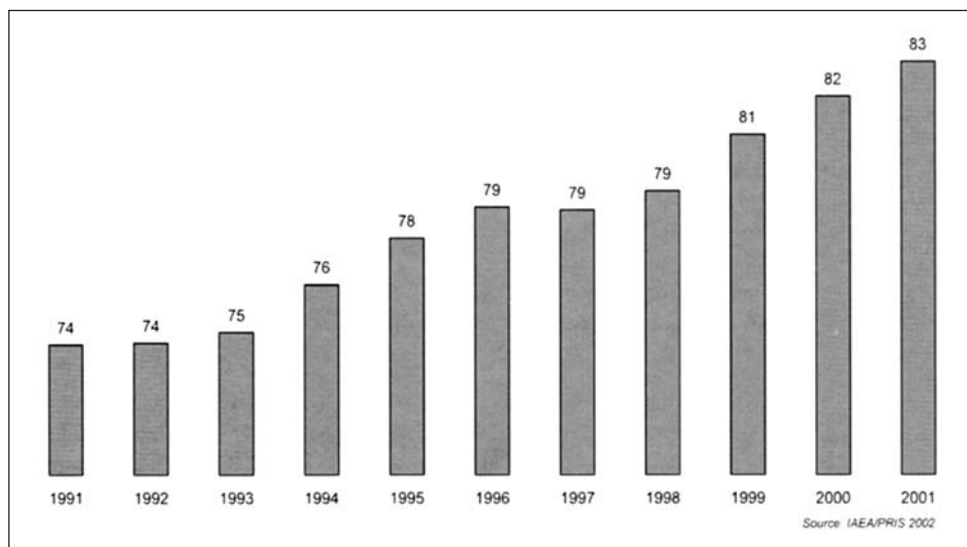
Az engedélyeztetés és a lakossági meggyőzés szempontjából is alapvető jelentősége van a valószínűségi módszereket is alkalmazó **biztonsági elemzéseknek** és az ezek alapján készített biztonsági jelentésnek. A biztonsági elemzések feladata az atomerőmű – és minden más nukleáris berendezés – biztonságának bizonyítása az összes elképzelhető állapotra és folyamatra, ill. kimutatni azokat a tervezési hibákat, amelyeknek kiküszöbölése a létesítés alapvető feltétele. Az elemzések során vizsgálni kell az atomerőmű normál üzemi állapotát, üzemi tranzienseit, a tervezési és a tervezésen túli üzemzavarokat és ezek alapján bizonyítani kell, hogy a vizsgált üzemzavarok bekövetkezési valószínűsége, valamint a normál üzem, az üzemi tranziensek és a vizsgált üzemzavari szituációk környezeti kibocsátásai és következményei az adott esetekre előírt korlátok alatt maradnak. Hangsúlyozni kell, hogy ezeket a biztonsági elemzéseket nemcsak az atomerőműre, hanem minden nukleáris üzemanyagot tartalmazó berendezésre el kell végezni. Lényegében ezt a követelményt hagyták figyelmen kívül a Paksi Atomerőműben a fűtőelem-tisztító tartály, ill. rendszer tervezése, ill. építése során, ami aztán az ismert súlyos üzemzavarhoz vezetett (hangsúlyozva, hogy az üzemzavar nem az atomerőmű technológiai rendszerében következett be). Tisztességes biztonsági elemzések előre feltárták volna azokat a tervezési hiányosságokat, amelyek a berendezést terhelték.

Az atomerőmű biztonságának másik alapvető feltétele a **biztonságos üzemeltetés**, ill. az ezt garantáló **biztonsági kultúra magas színvonala**. A biztonsági kultúra ama szervezeti és egyéni jellemzők, valamint magatartásformák összessége, amelyek a nukleáris biztonságot minden mással szemben prioritást élvező tényezőként a fontosságának megfelelő hangsúllyal kezelik. Ennek meghatározó eleme az **emberi tényező**.

Kimutatták, hogy mindkét eddigi nagy atomerőmű-balesetnél (TMI és Csernobil) alapvető szerepet játszott a biztonsági kultúra nem megfelelő szintje, az emberi tényező hiányosságai. Ugyanez kimutatható a paksi atomerőműben megépített tisztítótartály 2003. április 11-én bekövetkezett súlyos üzemi zavar okai között is.

Az atomerőművek és más nukleáris berendezések biztonsága mind a tervezés, mind az építés, mind az üzemeltetés során igen nagy hangsúlyt kap, s ennek eredményeként az atomenergia-felhasználás biztonsága is megfelelő. **A vonatkozó statisztikai adatok azt bizonyítják, hogy az egységnyi villamosenergia-termelésre eső balesetek, megbetegedések, halálesetek száma – a bekövetkezett két nagy - atomerőmű baleset ellenére – az összes villamosenergia-termelési mód közül az atomenergia felhasználásban a legkisebb** [30, 41]. Ennek ellenére – éppen az atomerőművek potenciális veszélyessége miatt – a biztonsági követelmények betartása és további fejlesztése az iparág folyamatos feladatának tekintendő. Pl. emiatt végeznek **biztonságnövelő intézkedéseket** a már üzemelő atomerőművekben, aminek eredményeként azok biztonságának szintje megközelíti vagy eléri a harmadik generációs atomerőművekre megfogalmazott biztonsági szinteket. Ilyen biztonságnövelő intézkedések történtek az elmúlt 10-15 évben a paksi atomerőműben is.

Újabb kockázati tényezőként jelentkezik az utóbbi években atomerőművekkel kapcsolatban is a **terrorizmus veszélye**, aminek elhárítására szintén fel kell készülni. Azt reméljük, hogy – amint a korábban jelentkezett veszélyekre – az atomenergetika erre is megtalálja azokat a válaszokat, amelyek rá tartoznak. Ugyanakkor úgy látjuk, hogy erre az általános veszélyre alapvetően atomenergetikán kívüli válaszokat kell adni. Meg kell találni gazdasági, társadalmi, politikai okait és nem, vagy nem csak katonai, hanem gazdasági, szociális megoldásokkal, megfelelő nemzetközi támogatási projektekkel kell megszüntetni a terrorizmus gyökereit. Ez a szegényebb országok, régiók részéről megfelelő befogadó készséget és feltételeket, a gazdagabb országok részéről kizsákmányolási szándéktól mentes, nagyvonalú gazdasági, technológiai és kulturális



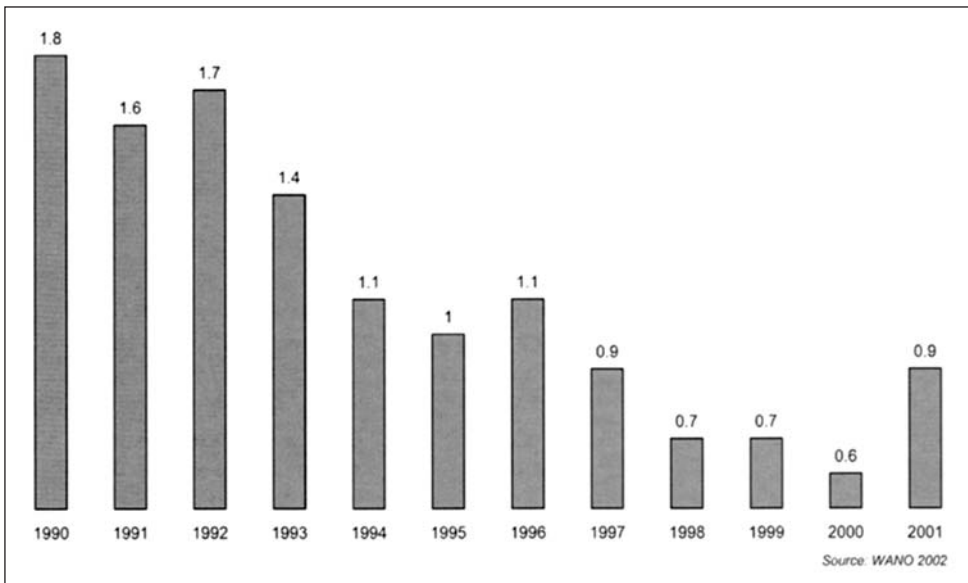
4.10. ábra. A világ atomerőművei átlagos rendelkezésre állási tényezőjének időbeli alakulása

segítséget igényel. Sajnos kétségeink vannak e feltételek teljesülése tekintetében, ugyanakkor meggyőződésünk, hogy e nélkül az emberi civilizációt a terrorizmus komoly veszélynek teszi ki, akár vannak atomerőművek, akár nincsenek.

A nukleáris technológia érettsége az utóbbi évtizedek alatt (OECD országokban több mint 8000 reaktorévnyi, világviszonylatban több mint 10000 reaktorévnyi üzemeltetés eredményeként) felhalmozott tapasztalatokon alapul, mely alatt folyamatos fejlesztést hajtottak végre. Az **üzembiztonság** folyamatos javulását jelzi a világ atomerőművei átlagos rendelkezésre állási tényezőjének 4.10. ábra szerinti időbeli alakulása [8]. 2001-ben az OECD 438 atomerőműi blokkjának átlagos rendelkezésre állási tényezője felülmúlta a 83%-ot. Az atomerőművek üzembiztonságának javulását jelzi a 4.11. ábra is, amely ugyanezen atomerőművekben a 7000 üzemóra-ra jutó nem tervezett automatikus gyorsleállások számának alakulását mutatja 1990-től 2001-ig. [8].

4.6. Radioaktív hulladékok [14, 15]

Az atomerőműben keletkező radioaktív hulladékok – különösen a kiegészítő üzemanyag, ill. annak reprocesszálása esetében a keletkező, hosszú élettartamú izotópokat tartalmazó nagy aktivitású hulladékok – kezelése és végleges elhelyezése, a biztonság mellett, az atomenergetika másik kulcskérdése. Eme kérdés lakosság számára is megnyugtató megoldása alapvetően befolyásolja az atomenergia-felhasználás megítélését és jövőjét. A radioaktív hulladékok elhelyezését, a bioszférától történő izolálását úgy kell megoldani, hogy az se az embereket, se a környezetet ne veszélyeztesse se ma, se a jövőben. Ezt a NAÜ egyik dokumentuma [29] úgy fogalmazza meg, hogy a radioaktív hulladékot úgy kell kezelni és elhelyezni, hogy az ne



4.11. ábra. A világ atomerőműveiben a 7000 üzemóra-ra jutó nem tervezett automatikus gyorsleállások számának időbeli alakulása

veszélyeztesse az emberi egészséget és a környezetet ma, továbbá a jövő nemzedékek egészségére gyakorolt várható hatása ne legyen nagyobb, mint amit a jelen nemzedékek számára is elfogadhatónak tartunk.

Az atomenergia-rendszer valamennyi komponensében keletkeznek radioaktív hulladékok. Összetételük, aktivitáskonzentrációjuk és egyéb tulajdonságaik függenek a keletkezés helyétől. Pl. az uránérc feldolgozása során nagy mennyiségű, de nagyon kis aktivitáskonzentrációjú, a reprocesszáló műben ugyanakkor egészen kis térfogatú, de nagyon nagy aktivitáskonzentrációjú hulladék keletkezik. Az atomerőműben – üzem közben és leszereléskor – különböző térfogatú, aktivitáskonzentrációjú és halmazállapotú hulladékokkal kell számolni.

A radioaktív hulladékok különböző szempontok alapján kategorizálhatók. Ilyenek pl. a hulladék aktivitáskonzentrációja és ezzel összefüggő hőteljesítménye, a hulladékban lévő radioizotópok felezési ideje, a hulladékok halmazállapota stb. E csoportosítás fontosságát az adja, hogy a kezelés és az elhelyezés módszerei függenek e jellemzőktől. A szempontok változtak az elmúlt évtizedek alatt, mire kialakult a mai rendszer. A NAÜ által javasolt kategorizálási rendszert a 4.12. táblázat mutatja [14].

Magyarországon a jelenleg átdolgozás alatt lévő MSZ-14344 sz. szabvány a radioaktív hulladékokat az aktivitáskonzentráció, a felezési idő, a halmazállapot és a felületi dózisteljesítmény szerint csoportosítja. Pl. az aktivitáskonzentráció és a felezési idő alapján a következő kategóriákat különbözteti meg:

a) *Aktivitáskonzentráció szerint:*

Kis aktivitású hulladékok (LLW): = $5 \cdot 10^5$ kBq/kg

Közepes aktivitású hulladékok (MLW): $5 \cdot 10^5$ – $5 \cdot 10^8$ kBq/kg

Nagy aktivitású hulladékok (HLW): $> 5 \cdot 10^8$ kBq/kg.

b) *Felezési idő szerint:*

Rövid élettartamú hulladékok: $T_{1/2} < 30$ nap

Közepes élettartamú hulladékok: $T_{1/2} = 30$ nap – 30 év

Hosszú élettartamú hulladékok: $T_{1/2} > 30$ év.

4.12. táblázat. A NAÜ által javasolt hulladékkategorizálási rendszer

Hulladékkategória	Jellemzők	Elhelyezés
1. Mentességi	Az aktivitásszintek nem haladják meg a mentességi szinteket	Nincs sugárvédelmi korlátozás
2. Kis és közepes aktivitású	Az aktivitásszint meghaladja a mentességi szintet, de a hőtermelés 2 kW/m^3 -nél kisebb	
2.1. Rövid életű kis és közepes aktivitású	A hosszú életű alfa-sugárzók koncentrációja korlátozott. Egyedi hulladékcsoomagra 4000 Bq/g , és a teljes telephelyre átlagolva 400 Bq/g csomagonként	Felszíni vagy geológiai tároló
2.2. Hosszú életű kis és közepes aktivitású	A hosszú életű radionuklidok koncentrációja meghaladja a rövid életű hulladékokra vonatkozó korlátot	Geológiai tároló
3. Nagy aktivitású	A hőtermelés 2 kW/m^3 -nél nagyobb, illetve a hosszú életű radionuklidok koncentrációja meghaladja a rövid életű hulladékokra vonatkozó korlátot	Geológiai tároló

Mind a kezelés, mind a végleges elhelyezés szempontjából a nagyaktivitású-hosszú élettartamú hulladékok jelentik a legnehezebb feladatot, annak ellenére, hogy ezek térfogata lényegesen kisebb, mint az egyéb kategóriákba tartozó hulladékoké.

Magyarországon alapvetően közvetlenül az atomerőművel összefüggő radioaktív hulladékok érdekesek (mivel pl. nálunk – mint a többi kis országban – nincs izotóp-dúsítás, fűtőelem-gyártás, reprocessálás és ma már uránbányászat sem), s ezt a körülményt a következőkben figyelembe vesszük.

Egy 1000 MW villamos teljesítőképességű nyomottvízes atomreaktor (PWR, ill. VVER) évente mintegy 27 tonna fűtelemet igényel, s gyakorlatilag ugyanennyi kiégett üzemanyagot termel, ami közvetlen tárolás esetében hulladéknak tekintendő, reprocessálás esetében pedig kb. ugyanekkora tömegű nagy aktivitású hulladékot eredményez. A BWR-ekben és a HWR-ekben (a kisebb kiégetési szint miatt) nagyobb tömegű, de ezzel arányosan kisebb aktivitáskonzentrációjú kiégett üzemanyag keletkezik. Ugyancsak 1000 MW villamos teljesítőképesség esetén BWR-ekben mintegy 40 tonna/év, HWR-ekben kb. 120 tonna/év ez a mennyiség. Ez a hulladék tartalmazza az atomreaktorban felhalmozódó radioaktivitás döntő részét (mintegy 99%-át). A végleges elhelyezés szempontjából e hulladék legfontosabb radionuklidjai a hosszú felezési idejű hasadási termékek (Sr-90, Cs-137, Tc-99, I-129 stb.) és az aktinidák (Np-237, Pu-238, Pu-239, Pu-242, Am-241, Am-243, Cm-243, Cm-244, Cm-245). A keletkezett üvegesített hulladék térfogata mindössze 3 m³, aktivitáskonzentrációja és hőteljesítmény-sűrűsége azonban igen nagy (510⁴–5 10⁵ TBq/m³, ill. 2–20 kW/m³). A világ mai és várható kiégett üzemanyag-készletét a 4.13. táblázat mutatja.

Egy 1000 MW villamos teljesítőképességű atomerőmű üzemeltetésével összefüggésben az egész üzemanyagciklusban mintegy 200-300 m³ kondicionált radioaktív hulladék keletkezik évente. Ezen belül kevesebb, mint 100 m³-t tesz ki az üzemelő atomreaktorban keletkező radioaktív hulladék térfogata. Ugyanezen atomerőmű leszerelésekor kb. 2500-4000 m³ radioaktív hulladék keletkezésével lehet számolni. E hulladékok majdnem teljes egészében a kis és a közepes aktivitású hulladékok kategóriájába tartozik, csupán nagyon kis része nagy aktivitású. ***A paksi atomerőmű üzem közbeni kis és közepes aktivitású hulladéktermelése és tárolási kapacitása:***

Szilárd: 120 m³/év, 1960 m³ átmeneti tárolási kapacitás (700 m³ elfoglalva)

Folyékony: 250 m³/év, 5580 m³ átmeneti tárolási kapacitás (3800 m³ elfoglalva).

Számítások szerint az atomerőmű leszerelésekor mintegy 20000 m³ radioaktív hulladék keletkezésével számolhatunk. Nagy aktivitású hulladékból kb. 5 m³ keletkezik évenként. A fenti számok még nem veszik számításba a paksi atomerőműben 2003. áprilisában bekövetkezett súlyos üzemzavar következtében keletkező további radioaktív hulladékokat.

4.13. táblázat. *Kiégett fűtőanyagkészlet a világban, tonna nehézfém*

	2000	2005	2010
Kiégett fűtőanyag teljes mennyisége	225000	280000	340000
Ebből újra feldolgozva	75000	90000	120000
A tárolt kiégett fűtőanyag mennyisége (döntésre várva)	150000	190000	220000

Megjegyezzük, hogy egy 1000 MW körüli teljesítőképességű szenes erőmű évente 6 millió tonna üvegházhatású gázt, 244 ezer tonna kén-dioxidot, 222 ezer tonna nitrogén-oxidot bocsát ki, továbbá 320 ezer tonna hamut – amelyből 400 tonna toxikus nehézfém – hagy hátra. ***Ez utóbbi hamu koncentrált radioaktív anyagtartalma nagyobb kollektív dózisterhelést jelent a lakosságra, mint egy ugyanennyi villamos energiát termelő atomerőmű kibocsátása.***

A keletkezett radioaktív hulladékot tárolás előtt kezelésnek kell alávetni. A ***hulladékkezelés*** célja megfelelő fizikai és kémiai állapotba hozás, amely után már nincs akadálya a tárolásnak. A kezelés ***feldolgozási fázisának*** célja a biztonság és a gazdaságosság javítása a hulladék jellemzőinek megváltoztatása révén (pl. térfogatcsökkentés, radioizotópok kivonása, összetétel megváltoztatása), módja függ a hulladék eredeti és kívánt jellemzőitől. A kezelés ***kondicionálási fázisának*** célja a szállításra, tárolásra, ill. végleges elhelyezésre alkalmas hulladékcsomag előállítás (pl. folyékony hulladék szilárd fázisba hozása, konténerbe zárás). A kondicionálás többnyire ***cementbe, bitumenbe, polimerbe vagy üvegebe ágyazást***, valamint a termék konténerbe töltését jelenti. A kezelési mód alapvetően függ a hulladék hőteljesítményétől, aktivitáskonzentrációjától, halmazállapottól és egyéb jellemzőitől, valamint a tervezett tárolási módtól. A kilúgozódásra való hajlam szempontjából legrosszabb a cementbe, legjobb az üvegebe ágyazás. Pl. a nagy aktivitású hulladékok (reprocesszási maradékok) szilárdításakor az üvegebeágyazást alkalmazzák. Konténer szerkezeti anyagként olyan anyag (pl. réz, acél) jöhet számításba, amely jól ellenáll a befoglaló közeg korróziós hatásának. Fontos feladat a radioaktív ***hulladék minősítése*** kondicionálás előtt és után.

A kondicionált radioaktív hulladék elhelyezésének célja megakadályozni, hogy a hulladékban lévő radioizotópok kapcsolatba kerüljenek a bioszférával. Ez nagyon gondos izolációt igényel. Figyelembe kell venni, hogy a radioizotópok természeti hatások (izolált események – mint a földrengés vagy a vulkánkitörés – vagy lassú folyamatok – pl. talajvíz általi lassú kioldódás – stb.), továbbá szándékos vagy szándékolatlan emberi beavatkozás következményeként juthatnak ki a tárolás helyéről. A hulladék elhelyezése akkor biztonságos, ha a lakosság és az üzemeltetők többlet sugárterhelése sem üzem közben, sem a lezárás után nem haladja meg a vonatkozó hatósági korlátokat.

Az elmúlt évtizedek alatt számos elhelyezési elképzelés felmerült, de végül is egyetlen megoldás – a ***geológiai formációkba történő elhelyezés*** – maradt, ami a szakértők egybehangzó véleménye szerint megfelelő kialakítás esetében, kielégíti az összes feltételt. Elhelyezésre olyan elégséges méretű megbonthatatlan kőzet vagy üledékszóna alkalmas, amely fizikailag el tudja választani a hulladékot a felszíni környezettől. A radioizotópok kijutását ***a földtani és a műszaki gátak*** együttese akadályozza meg. Két alpmegoldást jöhet szóba: a felszíni, ill. felszín közeli tárolók és a mélygeológiai formációk.

A ***felszín közeli tároló*** maximum néhányszor 10 m mélységben elhelyezett tárolót jelent. Tartós intézményes ellenőrzést, felügyeletet és karbantartást igényel egészen addig, amíg a tárolt radioizotópok az előírt szintig le nem bomlanak. Éppen ezért csak rövid élettartamú izotópokat tartalmazó kis és közepes aktivitású hulladékok tárolására alkalmas.

A ***mélygeológiai tároló*** néhányszor 10 m-nél mélyebben helyezkedik el. Célja: hosszú idejű izoláció. Olyan geológiai formációk jöhetnek szóba, amelyekben a körül-

mények stabilak maradnak egészen addig, amíg a radioaktivitás kellően le nem bomlik. Az eddigi elemzések szerint **potenciálisan szóba jöhető geológiai befogadók: a só, a gránit, az agyag, a bazalt és a vulkáni tufa.** Olyan robusztus tároló rendszer kifejlesztése a cél, amely kellően megkutatott és jól megértett telephelyen passzív műszaki gépekkel kiegészítve nyújtja a kellő biztonságot. A geológiai tároló akkor jó, ha mechanikailag stabil, megfelelő a mélységi vizek kémiája, kismértékű a talajvízáramlás, elég lassú a mélységi vizek transzportja, a befogadó anyag szorpciósi tulajdonságai jók stb.

Létesítés előtt a kiszemelt területre vonatkozó valamennyi szükséges adatot meg kell ismerni, ami megfelelő időben elkezdett kutatást igényel. A tárolás biztonságát eme adatokra alapozva, különböző eseményláncokat (forgatókönyveket) feltételezve, megfelelő **matematikai terjedésmodelleket** alkalmazva a lakosság számára is meggyőző módon igazolni kell. A szóba jöhető területek megkeresése, a legmegfelelőbb hely kiválasztása, a terület megkutatása, a modellszámítások elvégzése, a társadalmi hozzájárulás megszerzése, a tervezés, az engedélyezés, az építés igen hosszú folyamat, éveket, sőt évtizedeket vehet igénybe.

Ma már számos tároló működik a világon kis és közepes aktivitású hulladékok végleges elhelyezésére. Vannak közöttük felszíni és felszín közeli (Franciaország, Nagy-Britannia, Spanyolország, Japán, Szlovákia, Csehország), valamint felszín alatti tárolók (Svédország, Finnország, Norvégia, Németország, Svájc). Az EU országok jelenlegi és tervezett gyakorlatát a 4.14. táblázatban foglaltuk össze.

Magyarországon az atomerőműben keletkező kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezésére [15] az 1976-ban (tehát az atomerőmű üzembe helyezését jóval megelőzően) üzembe álló püspökszilágyi hulladéktárolót szemelték ki. 1983. és 1989. között 854 m³ atomerőműi hulladékot helyeztek el itt. A tároló kapacitását 1990-1991-ben 5040 m³-re növelték. Az 1990-1991. közötti lakossági tiltakozás befejezése után 1992. és 1996. között további 1580 m³ szilárdított kis és közepes aktivitású hulladékot szállítottak ide a paksi atomerőműből. 1997-től kezdve nem történt további szállítás (egyébként a tároló jelenlegi engedélye ebben az évben lejár). Időközben a Magyar Geológiai Szolgálat megkérdőjelezte a püspökszilágyi telephely alkalmasságát. Ezért, másrészt az atomerőműtől való nagy távolság, ill. az ebből adódó nagyobb szállítási kockázatok miatt olyan döntés született, hogy új helyen kell telephelyet kialakítani.

1993-ban indult az erre irányuló Tárcaközi Célprojekt (későbbi neve: Nemzeti Projekt). Szakirodalmi adatok alapján az ország teljes területét bevonták az előzetes vizsgálatok körébe, majd az ígéretes térségekben – ahol azt a lakosság is támogatta – előzetes helyszíni kutatásokat végeztek a felszíni és a felszín alatti elhelyezésre alkalmas földtani objektumok azonosítása érdekében. Három felszín közeli és egy felszín alatti elhelyezés vizsgálatára került sor kutatófúrások segítségével. 1996-ban a földtani, műszaki biztonsági és gazdasági vizsgálatok záródokumentuma Üveghuta (Bátaapáti) térségét javasolta további vizsgálatra, felszín alatti, gránitba történő elhelyezés előkészítése céljából. Döntés született, hogy a részletesebb kutatások 1997-ben kezdődjenek ebben a térségben. 1998 végén – az 1997-1998-ban végzett földtudományi munkákról szóló kutatási jelentésben – a Magyar Állami Földtani Intézet (MÁFI) javaslatot tett arra, hogy az üveghutai kutatási területen kezdődjenek meg az engedélyezést és a létesítést megalapozó részletes geológiai és telephely-jellemzési munkák. A programmal összefüggő szakmai és politikai viták miatt az OAH kezdeményezésére a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség szakértői is felülvizsgálták a végzett tevékenységet és az addigi eredményekkel egyetértve a kutatások folytatását

4.14. táblázat. A kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékok végleges elhelyezésének jelenlegi és tervezett gyakorlata az EU országaiban

Ország	Tárolótípus	Telephely	Kapacitás, m ³	Üzemeltetési időszak
Belgium	felszín vagy felszín alatti	kiválasztás alatt		nincs döntés
Finnország	felszín alatti	Olkiluoto	8500	1992-
	felszín alatti	Loviisa	5600	1997-
Franciaország	felszíni	Centre de la Manche	500000	1969-1994
	felszíni	Centre de L'Aube	1000000	1992-
Németország	felszín alatti	Asse sóbánya		1967-1978
	felszín alatti	Morsleben (ERAM)	40000	1971-1998
	felszín alatti	Konrad	650000	terv: 2002
Olaszország	hosszú idejű tárolás			
Hollandia	hosszú idejű (100 év) felszíni átmeneti tárolás			
Spanyolország	felszíni	El-Cabri	35000	1992-2013
Svédország	felszín alatti	Forsmark (SFR)	60000	1988-2020
	felszín alatti	SFL 3-5	25000	2008-
Nagy-Britannia	felszíni	Drigg	1400000	1959-2050
	felszíni	Dounreay	30000	1958-2010

javasolták. Mindezek nyomán a Központi Nukleáris Pénzügyi Alapot (KNPA-t) felügyelő miniszter 2001 májusában aláírta a négyéves kutatási tervet. A kutatási program végrehajtására 2001 decemberében megalakult a Bátatom Kft., amely 2002-ben a kutatáshoz szükséges előkészítési munkákkal párhuzamosan összeállította a földtani kutatási tervet. **A stratégiai cél olyan telephely minden részletre kiterjedő megvizsgálása, amely az összes atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék végleges elhelyezésére – beleértve az atomerőmű lebontásából származó hulladékot is – mind műszaki, mind biztonsági szempontból alkalmas.** E cél megvalósításának feltétele az **Országgyűlés előzetes elvi hozzájárulásának megszerzése is.** Ennek hangsúlyozása annak fényében különösen fontos, hogy **a tárolót 2007 végéig üzembe kell helyezni.** Ehhez időben el kell végezni többek között a biztonsági értékelést, be kell fejezni a felszín alatti kutatásokat, az engedélyezési eljárásokat és a létesítmény beruházását.

Amint már említettük, a **nagy aktivitású hulladékok elhelyezésére** ma a mélygeológiai elhelyezést tartják az egyetlen biztonságos megoldásnak. E hulladékok majdnem teljes egészében a kiégett üzemanyag reprocesszálása során keletkeznek.

A kiégett üzemanyag kezelése és elhelyezése tekintetében ma két kiforrott stratégia létezik a világon:

- Közvetlen elhelyezés,** ami az ún. nyitott üzemanyagciklus esetében követendő, amikor is a kiégett üzemanyag további energetikai hasznosításáról lemondanak. Ekkor tehát a kiégett üzemanyagot teljes egészében **hulladéknak** tekintik.
- A kiégett üzemanyag reprocesszálása,** majd az ennek során keletkezett **nagy aktivitású üvegesített hulladék elhelyezése.** A kiégett üzemanyag eme újrafeldolgozásakor visszanyert, energetikailag hasznos anyagot (plutóniumot és az uránt) visszavezetik a rendszerbe, azaz eme hulladékkezelési és elhelyezési mód az ún. zárt üzemanyagciklusra jellemző.

A kiégett üzemanyag, ill. újrafeldolgozása esetében a keletkezett nagy aktivitású hulladék, tartalmazza a reaktor üze me alatt keletkezett hasadási termékek döntő részét (köztük a hosszú felezési idejűeket is), valamint a transzurán izotópokat. Emiatt e hulladékot igen hosszú időre (több százezer évre) el kell szigetelni a bioszférától.

A nagy aktivitású hulladék végleges elhelyezésére alkalmas mélygeológiai tárolók létesítése igen sok kutatási, fejlesztési, tervezési és egyéb munkát és igen hosszú időt (általában több évtizedet) igényel. Ehhez az előzetesen megfelelően minősített területen **föld alatti kutató laboratóriumokat** hoznak létre. Az itt végzett kutatások célja: adatgyűjtés a befogadó geológiai köze tről, elhelyezési módszerek finomítása és demonstrálása, annak igazolása, hogy az adott geológiai együttes elegendően nagy és összefüggő formáció, talajvíz-áramlási, izotópterjedési modellek tesztelése, építési és hulladékkezelési technológiák kipróbálása, a hosszú távú biztonság szempontjából fontos komponensek teljes léptékű tesztelése, demonstrálása stb. A ma működő föld alatti laboratóriumokról a 4.15. táblázat ad áttekintést.

E mélygeológiai tárolókkal kapcsolatos egyik problémának tekintik, hogy igen hosszú időre (esetleg több százezer évre) kell garantálnia a radioaktív hulladék biztonságos elszigetelését a bioszférától. Nehéz az ilyen hosszú idejű, lassú folyamatokat modellezni rövid időtartamra összegyűjtött információkra alapozva. Egy robusztus passzív biztonságú megoldás is sérülhet a jövőbeli társadalomban valamilyen nem szándékos behatolás során. Ennek valószínűségét növeli, hogy a tároló felügyeletét, monitorozását csak lényegesen rövidebb időre (általában 500-1000 évben húzzák meg ennek határát) lehet előre garantálnak tekinteni. Sokan bizonytalanok abban, hogy mennyire lehet a jövőbeli geológiai folyamatokat előre megbecsülni.

E bizonytalanyságot nagymértékben csökkenthetik az ún. **természeti analógiák**, mivel előre nézni százezer évekre valóban nehéz, de visszanézni akár millió évekre is lehetséges. E visszanézés célja, hogy megerősítse azokat a feltevéseket és modelleket, amelyek a mélygeológiai tárolók biztonsága szempontjából fontosak. Ilyen természeti

4.15. táblázat. A nagy aktivitású radioaktív hulladékok mélygeológiai elhelyezésével kapcsolatos föld alatti laboratóriumok a világon

Ország	Laboratórium	Befogadó kőzet	Építés, kutatás	Mélység, m
Kanada	Manitoba	gránit	1986-	240, 420
Japán	Tono Kamaiishi Mizunami	üledékes kőzet kristályos kristályos	1995-	
Svédország	Aspö	kristályos	1990-	460
	Stripa	kristályos	1979-1992	400
Svájc	Grimsel Mt. Terri	kristályos agyag	1983- 1989-	450 300
Németország	Asse	só	1970-	
Franciaország	Tournemiere	üledékes	1999-	250
Németország	Gorleben	só	1974-	900
Belgium	HADES	agyag	1984-	225
Finnország	Olkiluoto kutatóvágat	gránit	1993-	70-100
USA	WIPP	só		650
	Yucca	tufa	1996-	300

analógiaként kívánkozik pl. a gaboni Okloban lévő **természetes reaktor és a kanadai Cigar Lake-i uránérctelep** [16, 17]. Előző esetben több mint egy milliárd évvel ezelőtt a nagy U-235-koncentráció és egyéb kedvező helyi feltételek következtében kialakult egy természetes atomreaktor, amelyben a láncreakció következtében az U-235 egy része elfogyott. Ma ez úgy jelentkezik, hogy az uránércben levő urán U-235-tartalma kisebb a más telepeken általános 0,71%-nál. Azt tapasztalták, hogy a természetes reaktorban keletkezett izotópok (pl. hasadási termékek) közvetlenül a gaboni érctelepen belül maradtak, azaz nem vándoroltak el távolabbra. A kanadai Cigar Lake nevű helyen 430 m mélységben olyan uránérc telep található, amelyben az érc urántartalma rendkívül magas, 55%. Az 1,3 milliárd éve keletkezett ércet egy 5-10 m vastag agyagréteg veszi körül. Azt tapasztalták, hogy az urán és az urán bomlástermékei helyben maradtak, azaz migrációjukat az agyagréteg igen nagy hatékonysággal visszafogta.

Ezekből a példákából a szakértők arra következtetnek, hogy a megfelelő befoglaló közet valóban képes igen hosszú ideig izolálni a benne elhelyezett hulladék valamennyi radioaktív komponensét. A **svédországi Gotland szigeten 500 m** mélyen elhelyezkedő bentonitmező az elmúlt évmilliók alatt folyamatosan 100-120 °C hőmérsékletű volt, ennek ellenére kiválóan megőrizte izoláló képességét. A mélygeológiai tárolókban tömödékanyagként pl. bentonitot vesznek figyelembe. A leírtak arra engednek következtetni, hogy megfelelő befogadó közeg esetén a tárolóban elhelyezett hulladék radioaktív komponensei az adott tárolási feltételek között is (pl. a magasabb hőmérsékleten) izolálhatók a szükséges százezer évek teljes tartama alatt. **A szakemberek nagy része eme természeti analógiák, valamint a lefolytatott kutatások (adatgyűjtés, modellvizsgálatok stb.) alapján a nagy aktivitású hulladékok mélygeológiai tárolókban történő elhelyezését egyértelműen biztonságosnak tekintik több százezer éves időtartamra is, következésképpen úgy vélik, hogy a tárolás révén nem tesznek ki a jövő generációkat megengedhetetlen kockázatnak.**

A lakosság egy része – s különösen az atomenergia-ellenes mozgalmak résztvevői – számára azonban nem sikerült teljesen meggyőzővé tenni a szakemberek eme álláspontját. Fordulatot hozhat esetleg ezen a területen egy újabb lehetőség, egy ma még nem kiforrott hulladékkezelési stratégia alkalmazása, amely az ún. **transzmutációt**, ill. **P&T (Partitioning & Transmutation) technológiát** is bevonja a kezelési eljárásba. E technológiánál a nagy aktivitású hulladékból leválasztják a transzurán izotópokat (aktinidákat) és a hosszú felezési idejű hasadási termékeket, majd megfelelő nukleáris berendezésben (pl. erre optimalizált atomreaktorban) átalakítják azokat rövidebb élettartamú, ill. stabil izotópokká. Láttuk a 4.2.4. pontban, hogy a negyedik generációs reaktorok fejlesztésénél ezt a feladatot már figyelembe veszik és olyan reaktortípusok kidolgozását és üzembe állítását is tervezik, amelyeknek egyik fontos feladata – a villamosenergia-termelés mellett – a most említett transzmutáció. Ennek révén olyan hulladékot kapunk, amelynek aktivitása kisebb lesz (bár továbbra is nagy aktivitású marad) és megfelelő szintre történő lebomlásához nincs szükség több százezer évre, elegendő lesz néhány száz év is. Ilyen időtartamra – hasonlóan a kis és a közepes aktivitású hulladékokhoz – az intézményes ellenőrzés, monitorozás és karbantartás előre garantálhatónak tekinthető. Sok országban – részben nemzetközi összefogással – nagy intenzitással folyik a P&T technológia kutatása és fejlesztése. Hazánkban a Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem Nukleáris Technikai Intézete évek óta részt vesz e kutatásban és a KFKI Atomenergiái Kutatóintézet is folytat ilyen kutatásokat.

A nagy aktivitású hulladékok végleges elhelyezésével kapcsolatban sokszor felvetődik az a probléma, hogy a folyamat visszafordíthatatlannak minősíthető és sokan felvetik, hogy ennek eredményeként nem történik-e „visszacsinálhatatlan hiba”. Emiatt egyre általánosabbá válik a hulladék visszanyerhetőségét lehetővé tevő elhelyezési stratégia. Sok mélygeológiai tároló műszaki terveit ennek megfelelően készítik el.

1998 májusában az Egyesült Államok Környezetvédelmi Hivatala engedélyt adott transzurán izotópokat tartalmazó hulladékok lerakási műveleteinek megkezdésére az új-mexikói WIPP nevű létesítményben. Ez a világ első és egyelőre egyetlen mélygeológiai tárolója, amelyet kimondottan hosszú élettartamú kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezésére építettek 650 m-rel a felszín alatt egy 600 m vastag, 225-250 millió éves sóképződményben.

Ma még egyetlen nagy aktivitású radioaktív hulladék lerakására épített tároló sincs a világon, ugyanakkor sok ország foglalkozik a kérdéssel. Az előkészítés különböző fázisaiban vannak jelenleg. Közéjük tartozik pl. a nyitott üzemanyag-ciklusú stratégiát (azaz a kiégett üzemanyag közvetlen, de visszanyerhető elhelyezését) választó Egyesült Államok, amely a Kongresszus 1987-es döntése értelmében kutatási tevékenységét egyetlen helyre, a nevadai Yucca hegységben elhelyezendő mélygeológiai tárolóra összpontosítja. Terveik szerint a létesítmény 2010-re készül el és 300 évig nem zárják le. Addig bármikor visszanyerhető az elhelyezett kiégett üzemanyag. A nagy aktivitású hulladékok nemzeti példáiról a 4.16. táblázatban adunk áttekintést. Az idő ugyan nem sűrget, a kiégett üzemanyag átmeneti tárolása – a radioaktivitás lebomlása miatt – csak javít a tárolási feltételeken, de az előkészítő, kutatási munkákat – nagy időigény miatt – el kell kezdeni, ill. folytatni kell.

Nemzetközileg elfogadott elv, hogy minden országnak saját magának kell gondoskodnia a területén keletkezett radioaktív hulladékok végleges elhelyezéséről. Ezt hosszú ideig – s sokan még ma is – úgy értelmezték, illetve értelmezik, hogy a keletkezett radioaktív hulladékokat minden országnak saját területén kell elhelyeznie úgy, hogy az biztonságosan el legyen szigetelve a bioszférától egészen a szükséges szintre történő lebomlásig. Ezt az értelmezést a kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék vonatkozásában sokan már régóta vitatják és felvetik a hulladék elhelyezésének nemzetközi keretek közötti megoldását. 1980-ban a NAÜ által szponzorált Nemzetközi Nukleáris Üzemanyagciklus Értékelés (INFCE: International Nuclear Fuel Cycle Evaluation) hulladékkezelési és -elhelyezési fejezete határozottan támogatja a multinacionális és nemzetközi hulladék-tárolók létesítésének gondolatát, annak non-proliferációs és gazdasági előnyei miatt [34]. Viszonylag részletesen írt erről és hasonló más elképzelésekről jelen sorok írója egy korábban (1988-ban) megjelent könyvében [11]. A nemzetközi megoldás iránti érdeklődés a legutóbbi időben felélénkült. Dr. Mohamed ElBaradei, a NAÜ főigazgatója 2003 novemberében az ENSZ közgyűlésén kijelentette, hogy a kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésére, valamint elhelyezésére mérlegelhetjük a multinacionális megközelítést, mivel az 50 érdekelt ország nem mindegyike rendelkezik ehhez a megfelelő geológiai feltételekkel. Véleménye szerint számos, kis nukleáris programmal rendelkező ország számára nehezen megoldható a mélygeológiai tárolók építéséhez és üzemeltetéséhez szükséges pénzügyi és humán források megteremtése is.

2001-ben az orosz parlament elfogadta azt a jogszabályt, amely lehetővé teszi a kiégett nukleáris üzemanyag importját és az elnök felállította azt a speciális bizottsá-

4.16. táblázat. A nagy aktivitású hulladékok kezelésének, elhelyezésének nemzeti példái

Ország	Vizsgált opciók	Opció-választás	URL(1)	URL(2)	Telephely-választás	Döntés a telephely-ről	Tároló megnyitása
Kína	mélygeológiai elhelyezés		-	-	1986-2010 (Beishan)		2040
Belgium	mélygeológiai elhelyezés		2035				
Franciaország	mélygeológiai elhelyezés, tartós felszíni tárolás, P&T	2006	Bure (építés alatt)	gránitba tervezik			
Finnország	mélygeológiai elhelyezés		ONKALO építés alatt		Olkiluoto	(2000)	2020
Japán	fűtőelem-reprocessálás, mélygeológiai elhelyezés		Mizunami	Horonobe (építés alatt)		2040	
Németország	mélygeológiai elhelyezés		-	-	1979- (Gorleben)		2030
Spanyolország	mélygeológiai elhelyezés, tartós felszíni tárolás, P&T	2010					
Svédország	mélygeológiai elhelyezés		Stripa	Aspö		2015	
Svájc	mélygeológiai elhelyezés		Grimsel	M.Terri		2050	
UK	fűtőelem-reprocessálás, mélygeológiai elhelyezés, tartós felszíni tárolás		-	-			
USA	mélygeológiai elhelyezés	1957	-	-	1982	2002 (Yucca-hegység)	2010

got, amely jóváhagyja és felügyeli ezt a tevékenységet. A. Rumjancev, az orosz atom-energiát felügyelő miniszter bejelentette, hogy országa jelöltje lehet **egy nemzetközi hasznosítású radioaktív hulladék-tárolónak** [19]. Második példaként megemlíthetjük, hogy az Európai Bizottság **nagy aktivitású radioaktív hulladékok regionális elhelyezésére szolgáló radioaktív hulladék-tároló** kísérleti modellvizsgálatainak anyagi támogatását határozta el [19]. A projektet a szlovák Decon és a svájci Arius konzorcium kezeli.

Az elképzelések még messze vannak a megvalósítástól. Ez jelentős kockázatot jelent az érdekelt országok számára, amihez hozzájárul az abból adódó bizonytalanság is, hogy azoknak az országoknak a hozzájárulását is meg kell szerezni, amelyek területén a szállítási útvonal áthalad. A radioaktív hulladékokat befogadó ország monopol hely-

zetbe kerül a többi állammal szemben, ami egyéb – pl. pénzügyi – kockázatokat is jelent. Mindez azt jelenti, hogy az érintett országoknak továbbra is folytatniuk kell a saját területükön történő elhelyezésre irányuló munkákat, különösen a kis és a közepes aktivitású hulladékok vonatkozásában, hiszen ezekre a fenti multinacionális megoldás lehetősége nem vonatkozik. Közben nyomon kell követniük a multinacionális megoldásra vonatkozó elképzelések alakulását is.

Magyarországon [15] a már említett, s 1993-ban megindított **Nemzeti Projekt** a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékok biztonságos elhelyezésének megoldásán kívül **a nagy aktivitású radioaktív hulladékok elhelyezésével kapcsolatos kutatásokat is előirányozta**. Célként jelölték ki a Bodai Aleurolit Formáció (BAF) korábban megkezdett kutatásainak folytatását. Ez a tevékenység 1995 márciusában lezárult, s ennek eredményeként az OAB az 1995. novemberi ülésen jóváhagyta a nagy aktivitású és hosszú élettartamú radioaktív hulladékok elhelyezésének megoldását célzó önálló program indítását. Ez a program hosszú távú elképzeléseket is vázolt, de középpontjában az 1996-1998. között 1100 m mélységben végzett vizsgálat állt, melyet a kanadai AECL és a Mecseki Ércbányászati Vállalat végzett a BAF térségében a formáció alapos felmérése céljából. A vizsgálatok 1998 végén dokumentum benyújtásával befejeződtek. **A zárójelentés szerint nem merült fel olyan körülmény, ami arra mutatott volna, hogy a nagy aktivitású és hosszú életű radioaktív hulladékoknak BAF-ban történő elhelyezése nem lehetséges.** Eme zárójelentés hatására előterjesztés készült egy föld alatti kutatóbázis létesítésére a BAF minősítésére és további kutatására. A gazdasági miniszter az OAB 1999 áprilisi ülésén tárgyalta előterjesztése szerinti javaslatot 1999 nyarán elvetette. Ezzel egyidejűleg döntés született az uránbánya bezárására is. Ezek a döntések nehéz helyzetbe hozták a hazai nagy aktivitású hulladékok elhelyezésének ügyét. Különösen annak fényében van ez így, hogy 2002 augusztusában **megjelent az Európai Unió Bizottságának egy direktívatervezete, amelynek értelmében a tagállamoknak legkésőbb 2008-ig dönteniük kell a hulladéktároló helyszínéről és 2018-ra engedélyezett tárolók kellene a nagy aktivitású hulladékok végleges elhelyezésére.** A Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Társaság (RHK Kht.) az előzőeket figyelembe véve megfogalmazta a stratégiai célt és elkészítette a feladatok ütemezését. Ebben a kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezését tüzték ki célul, a paksi atomerőmű telephelyén történő hosszú idejű (~50 éves) átmeneti tárolást követően.

Összefoglalóan megállapítható, hogy **a kis és a közepes aktivitású hulladékok biztonságos kezelése és végleges elhelyezése már hosszú ideje gyakorlat nagyon sok országban.** A hosszú élettartamú radioizotópokat tartalmazó nagy aktivitású hulladékok kezelési technológiája (üvegesítés) már gyakorlatilag is alkalmazott eljárás, a végleges elhelyezést azonban még egyetlen országban sem valósították meg. A probléma a kiégett üzemanyag átmeneti tárolásával viszonylag hosszú időre megoldott.

A leírtak bizonyítják, hogy **a szakma a mélygeológiai tárolás révén indokoltan tartja megoldhatónak a következő generációkat nem veszélyeztető biztonságos tárolást, s remélhető, hogy a lakosságot is meg lehet erről győzni.** Párhuzamosan folyik a transzmutáció (P&T technológia) kutatása, amely siker esetén jelentős mértékben tovább javíthatja a biztonságos tárolás feltételeit, és a lakossági elfogadottság esélyeit. Úgy tűnik, hogy **a nagy aktivitású hulladékok mélygeológiai tárolásából származó, igen kis, elsősorban lokális kockázatok lényegesen kisebbek az embe-**

riségre nézve, mint a fosszilis energiahordozókat felhasználó hagyományos erőművek által kibocsátott üvegházhatású gázok és egyéb szennyező anyagok okozta globális veszélyek, következésképpen erről az oldalról sem indokolt az atomenergia-hasznosítás kiiktatása a jelen és a jövő energetikájából.

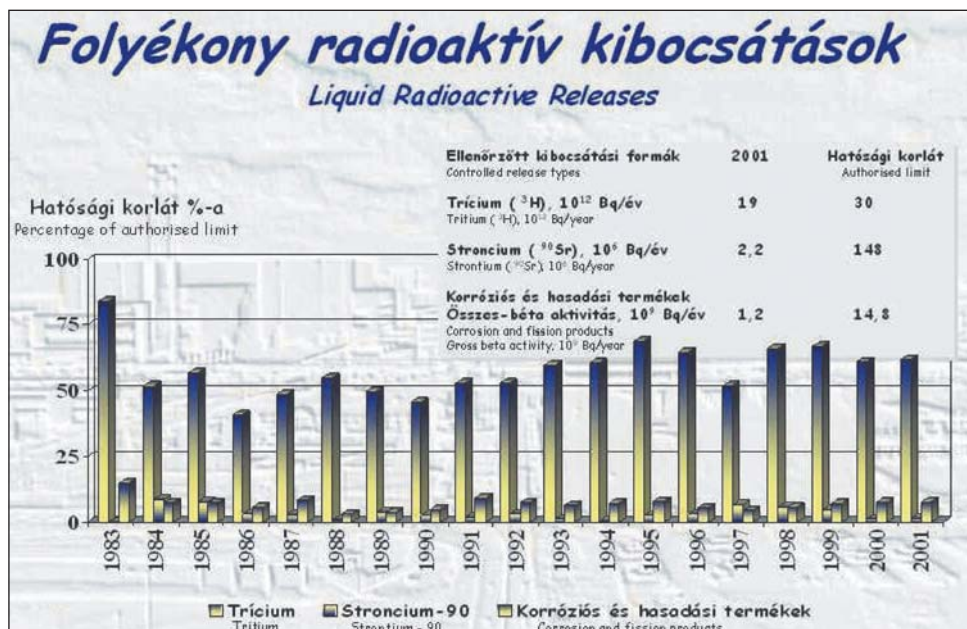
4.7. Környezeti hatások

Az atomerőművek környezeti hatása normál üzemi körülmények között általános vélemény szerint mérsékelt, általában – kivéve a hőszennyezést – sokkal kisebb, mint a hagyományos erőműveké. A hőszennyezés a mai atomerőművek esetében – a kisebb energiaátalakítási hatások miatt – fajlagosan (egységnyi villamosenergia-termelésre vonatkoztatva) mintegy 40-60%-kal nagyobb, mint a szén- és a szénhidrogén-tüzelésű erőművek esetében. A negyedik generációs atomerőművekre ez a megállapítás nem érvényes.

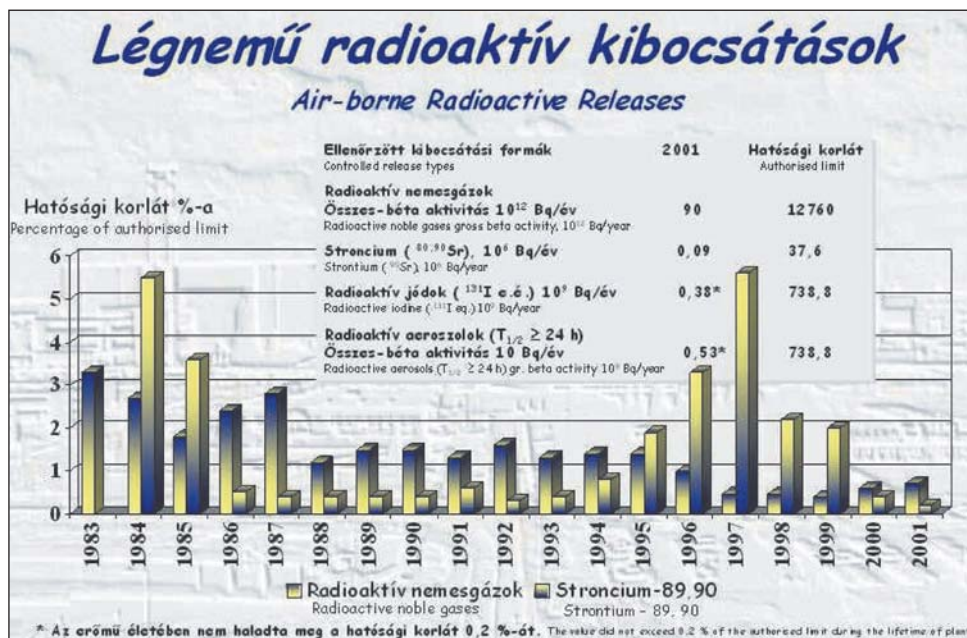
Az atomreaktorban üzem közben sok radioaktív anyag keletkezik, melynek legfontosabb forrásai az üzemanyagban bekövetkező neutron-magreakciók (hasadás és abszorpció). Ezek nagy része a fűtőelemen belül marad és a kiegészített üzemanyagban keresztül jut ki az atomerőműből. Ezzel az előző pontban foglalkoztunk. Kisebb része (különösen a nemesgáz – Kr- és Xe-, jód- és cézium-izotópok) a burkolat inhermetikusságain keresztül kijuthat a hűtőközegbe, majd onnan – folyékony közegen vagy gázkibocsátáson keresztül – a környezetbe. A hűtővíz és a benne lévő szennyezők (pl. korróziós termékek) felaktiválódás révén maguk is radioaktívvá válnak (trícium-, ciktrónium-, mangán-, vas-, kobalt-izotópok stb.). Ezek egy része szintén kijuthat a környezetbe. Reaktorkárosodással járó balesetek során egyrészt az előző izotópokból sokkal több kerülhet ki a reaktortartályon, ill. a pimerkörön kívülre, másrészt urán- és transzurán-izotópok is kijuthatnak. Ha a konténment (ill. a hermetikus helyiségek) fala nem tartja vissza őket, akkor az atomerőművön kívülre is kikerülhetnek ezek az izotópok. Eddig egyetlen olyan nagy atomerőmű-baleset történt a világon (a csernobili atomerőműben), amelynek során igen sok radioaktív anyag került a környezetbe. A másik nagy atomerőmű-balesetnél (az 1979. évi TMI-baleset) a konténment visszatartotta a radioizotópokat, így a környezet szennyezésére nem került sor.

Az atomerőművek és más nukleáris berendezések által normál üzemi feltételek között környezetbe bocsátott radioaktív anyagok mennyisége elhanyagolhatóan kicsi, lényegesen kisebb a kibocsátási normák által megengedett mennyiségeknél. A vonatkozó mérések szerint sok széntüzelésű erőműből a természetes eredetű radioizotópok révén az egységnyi villamosenergia-termelésre vonatkoztatott radioaktív kibocsátás nagyobb, mint az atomerőművek esetében. Ez vonatkozik sok hazai konvencionális erőműre is. Normál üzem alatt az atomerőművekből folyékony anyagokkal kijutó radioaktív anyag mennyisége is elhanyagolhatóan kicsi. E megállapításokat bizonyítják a 4.12. és a 4.13. ábrák, melyek a paksi atomerőmű folyékony és légnemű radioaktív kibocsátásait mutatják. ***Ha működnek a 4.5. pontban ismertetett mérnöki gátak, akkor atomerőmű-balesetek során sem kerül ki a megengedettnél több radioaktív szennyezés a környezetbe, amint azt a TMI-baleset igazolja.*** A csernobili atomerőmű-balesetnél hatalmas mennyiségű radioaktív szennyezés került ki, de az a tervezési hibák (belső biztonság hiányossága, a konténment hiánya stb.) és az üzemeltetői felelőtlenség kombinációjának a következménye volt, ami más atomerőmű-típusoknál (a már

ismertett típusjellemzők miatt) nem következhet be. Emiatt a csernobili atomerőmű-balesetből és annak környezeti hatásaiból nem lehet következtetni más atomerőművekben bekövetkező eseményekre és azok következményeire.

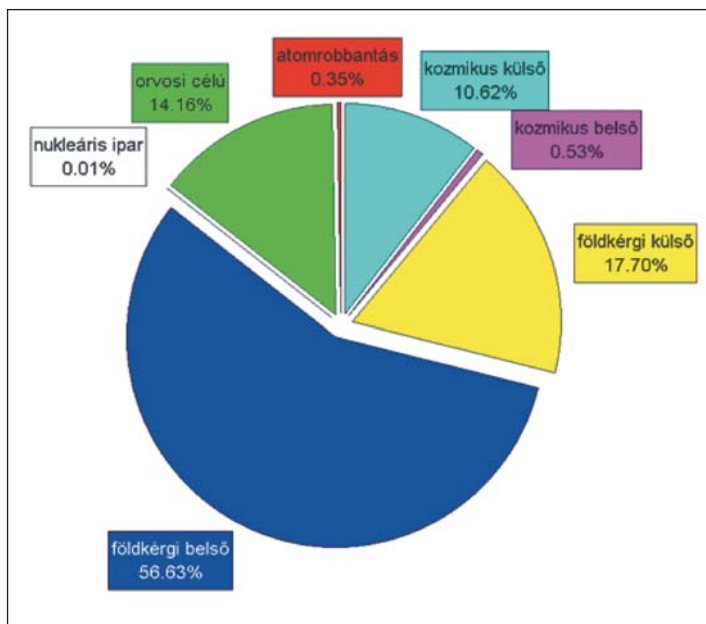


4.12. ábra. A paksi atomerőmű folyékony radioaktív kibocsátásai az üzembe helyezés óta



4.13. A paksi atomerőmű légnemű radioaktív kibocsátásai az üzembe helyezés óta

A normál üzemi radioaktivitás-kibocsátás előbb vázolt alacsony volta miatti többlet-sugárterhelés gyakorlatilag elhanyagolhatóan kicsi. Ennek illusztrálására közöljük a 4.14. ábrát, mely az Európára jellemző átlagos sugárterhelés megoszlását mutatja a természetes és a mesterséges – köztük az atomerőművi kibocsátások okozta – sugárterhelések között. Látható az ábrából, hogy **a nukleáris ipar okozta sugárterhelés (0,0002 mSv/év) a természetes eredetű (2,4 mSv/év) és az össz sugárterheléshez (2,8 mSv/év) képest is elhanyagolhatóan kicsi.**

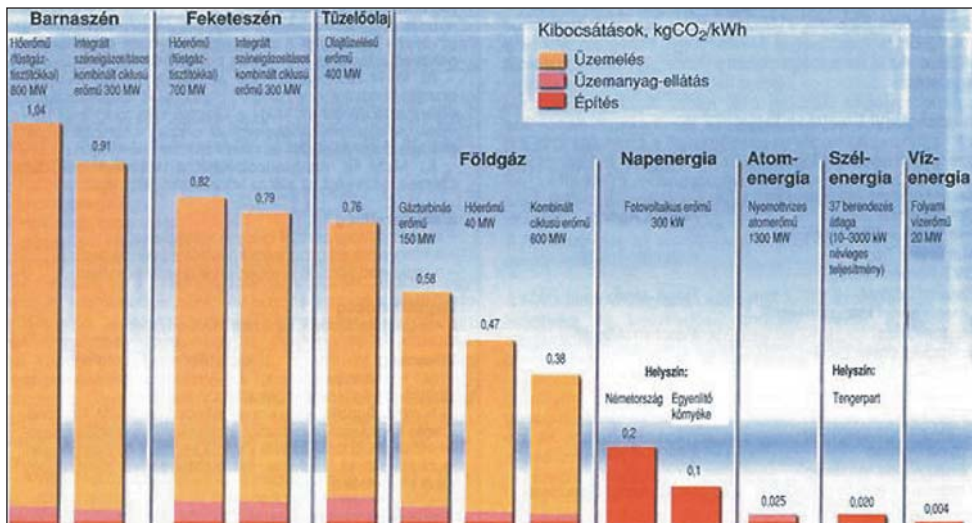


Természetes	2,4 mSv/év	Mesterséges	(0,4 mSv/év)
kozmosz eredetű külső	0,3 mSv/év	nukleáris ipar	0,0002 mSv/év
kozmosz eredetű belső	0,015 mSv/év	orvosi célú	0,4 mSv/év
földkérgi eredetű külső	0,5 mSv/év	atomrobbanás	0,01 mSv/év
földkérgi eredetű belső	1,6 mSv/év		
ebből építőanyagok	~ 0,7 mSv/év		

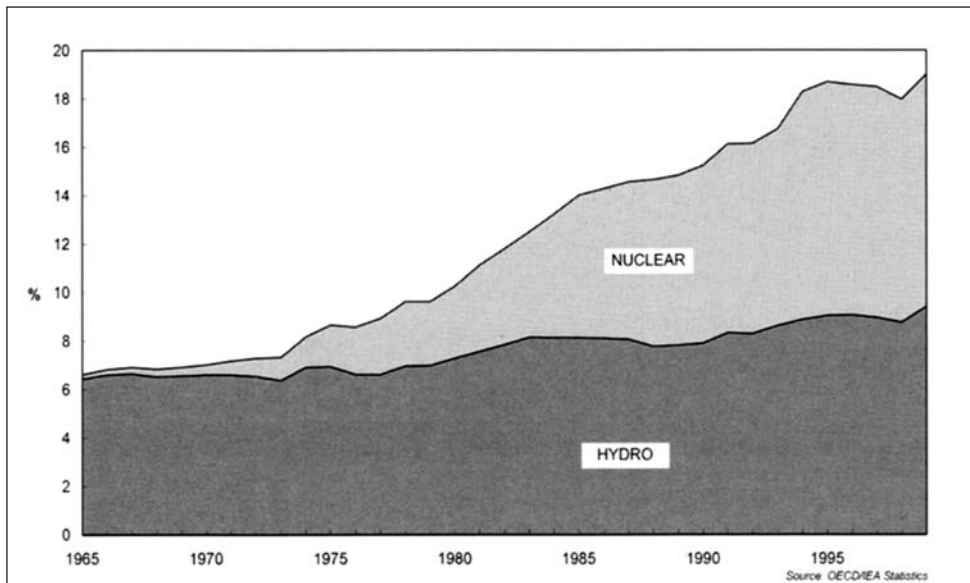
4.14. ábra. Az Európára jellemző átlagos sugárterhelés megoszlása a különböző eredetű sugárterhelések között

Ugyanakkor az atomerőműben termelt villamos energiának köszönhetően csökken a villamosenergia-ipar által kibocsátott üvegházhatású gázok és egyéb káros anyagok környezetbe bocsátása. Az atomerőművek alig bocsátanak ki CO₂ gázt. Ez látható a 4.15. ábrán, amely különböző típusú villamosenergia-termelési módok fajlagos CO₂-kibocsátásait mutatja. Annak bemutatására, hogy az atomerőművek milyen jelentősen hozzájárulnak a CO₂-kibocsátás csökkenéséhez, közöljük a 4.16. és a 4.17. ábrát. A 4.16. ábra azt mutatja, hogy világviszonylatban mennyi CO₂ környezetbe bocsátása maradt el évenként a vízerőművek és az atomerőművek üzemeltetésének köszönhetően [3]. Látható az ábrából, hogy a 2000-es évek végén az atomerőművekben termelt villamos energia hatására mintegy 10%-kal kevesebb CO₂ került ki a levegőbe. A 4.17. ábra a CO₂-kibocsátás atomerőművek miatti csökkenését a finnországi feltételekre mutatja [9]. Látható az ábrából, hogy Finnországban alapvetően csökkent a villamosenergia-ipar CO₂-kibocsátása a finn atomerőművekben termelt villamos energiának köszönhetően. Frits Bolkestein, az Európai Bizottság tagja szerint [18] az Európai Unióban üzemelő atomerőműveknek köszönhetően évenkénti ki nem bocsá-

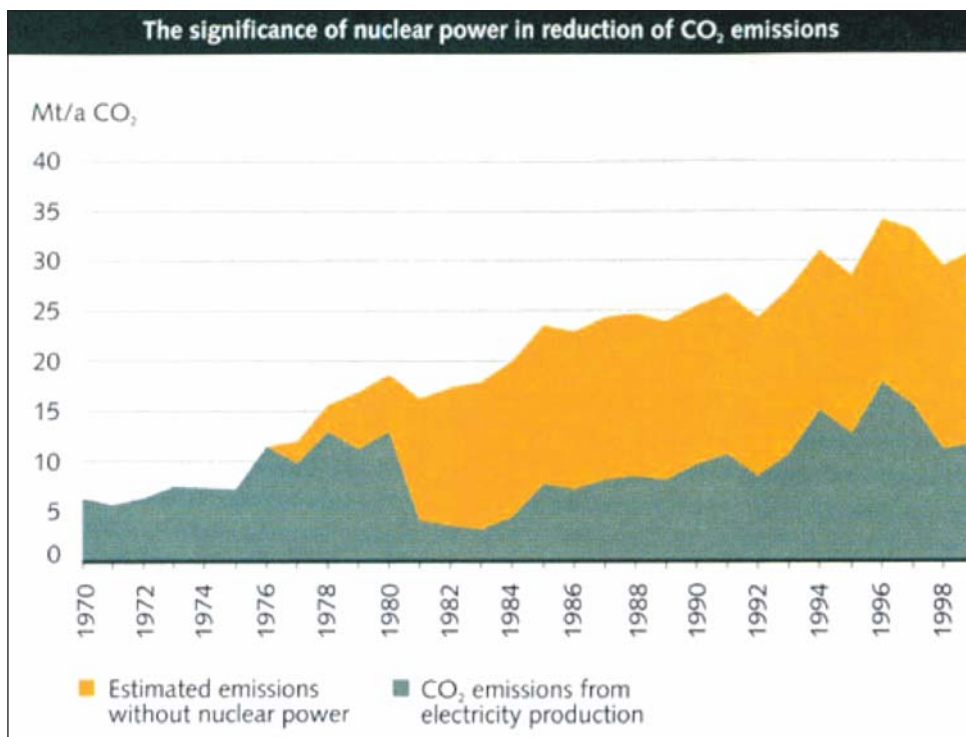
tott CO₂ mennyisége 75 millió személygépkocsi CO₂-emissziójával egyenértékű [2]. Hasonlóan kedvező hatása van a paksi atomerőmű üzemeltetésének. A 4.17. táblázat mutatja, hogy mennyi többlet CO₂-kibocsátás lenne Magyarországon, ha különböző más típusú konvencionális erőművekben kellene megtermelni a paksi atomerőmű által előállított villamos energiát. A táblázat szerint, ha paksi atomerőművet modern széntüzelésű erőművel helyettesítenénk, az évente majdnem 7,5 millió tonna oxigént



4.15. ábra. A különböző energiahordozókat felhasználó erőművek által kibocsátás fajlagos CO₂-mennyiség



4.16. ábra. A világon üzemelő vízerőművek és atomerőművek által elmaradt CO₂-kibocsátás alakulása



4.17. ábra. Az atomerőművek jelentősége a villamosenergia-termelés következtében kibocsátott CO₂ mennyiségre Finnországban

fogyasztana el a légkörből, és több mint 10 millió tonna szén-dioxidot bocsátana ki. Ez majdnem annyi oxigén, mint amennyit az összes magyarországi erdő termel egy év alatt. A paksi atomerőműnek köszönhetően 650 ezer tonna SO₂-vel, 60 ezer tonna NO_x-szel, 100 ezer tonna porral és hamuval és 40 ezer tonna CO-val kerül kevesebb a környezetbe. A porral és a hamuval rengeteg toxikus nehézfém is kijutna. A már említett Frits Bolkestein szerint az Európai Unió az atomerőművek nélkül képtelen lenne a Kiotói Jegyzőkönyvben vállalt CO₂-kibocsátáscsökkentést teljesíteni [18]. Ez a megállapítás Magyarországra is vonatkozik. Mindez azt jelenti, hogy **a nukleáris energia hasznosítása jelentősen hozzájárul a globális klímaváltozás kockázatának csökkenéséhez**, ami különösen az utóbbi időben publikált globális veszélyek fényében alapvető jelentőségű.

4.17. táblázat. A paksi atomerőmű működésének hatása a CO₂-kibocsátás csökkentésére Magyarországon

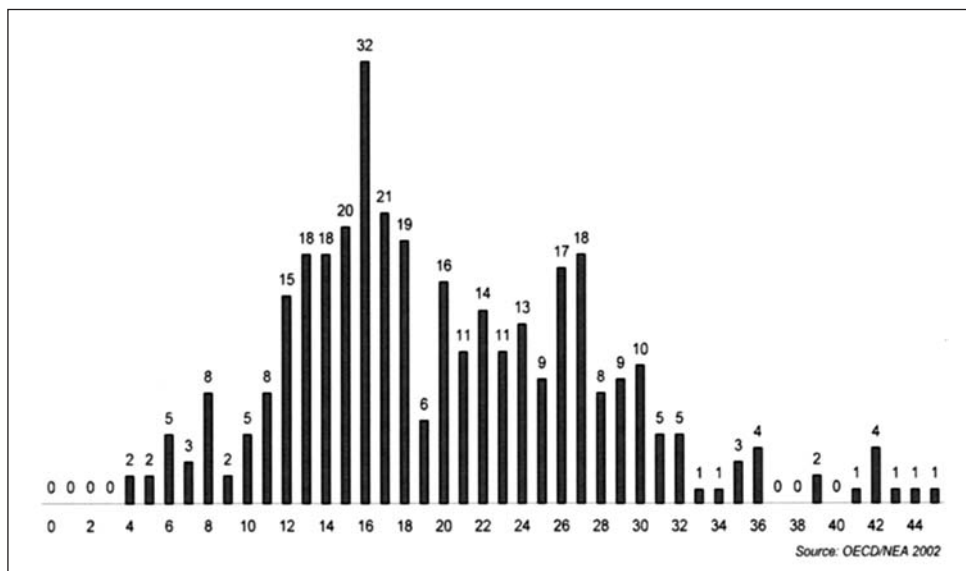
Erőmű fajtája	Termelt szén-dioxid, tonna/év	Elfogyasztott oxigén, tonna/év
Atomerőmű	0	0
Földgáztüzelésű	4760000	3470000
Olajtüzelésű	9520000	6950000
Modern széntüzelésű	10220000	7460000

Az előzőekben írtak következtében megállapítható – amint ezt nagyon sokan állítják –, **hogy az atomenergia-felhasználás egyik legfontosabb indoka éppen a környezetvédelmi célok és ezen keresztül a fenntartható fejlődés feltételeinek teljesítése.**

4.8. Atomerőművek élettartam-hosszabbítása

A világ első (5 MW villamos teljesítőképességű) atomerőműve 1954-ben, azaz pontosan 50 évvel ez előtt került üzembe a Szovjetunió-beli Obnyinszkban. Ma – amint azt a bevezetőben közöltük – mintegy 440 különböző korú atomerőművi blokk üzemel a világon (31 országban). Az OECD országok atomerőművi blokkjainak 2002. évi koreloszlását mutatja a 4.18. ábra [8]. Az ábrából látható, hogy 2002-ben az OECD országokban összesen 29 olyan blokk volt üzemben, amelyeknek kora meghaladta a 30 évet. Ma (feltételezve, hogy azóta nem állítottak le egyet sem) 48 atomerőművi blokk öregebb 30 évesnél ezekben az országokban.

Az atomerőművek műszaki és biztonsági felülvizsgálata azt mutatja, **hogy eme öreg atomerőművek** – esetleg bizonyos műszaki intézkedések eredményeként – **még hosszú ideig képesek biztonságosan üzemelni. A gazdaságos üzemeltetés lehetősége nem is kétséges**, hiszen ezeknek az atomerőművi blokkoknak a beruházási költségei teljes egészében leírásra kerültek és a további üzemeltetés érdekében teendő műszaki intézkedések költségei az eredeti beruházási költségnek csak tört részét teszik ki. Eme műszaki, biztonsági és gazdasági indokok alapján majdnem valamennyi öreg atomerőművi blokk esetében tervbe vették, illetve többen már meg is valósították az üzemidő-hosszabbítást. Ebben a tekintetben az érdekelt országok kétféle politika valamelyikét folytatják.



4.18. ábra. Az OECD országok atomerőműveinek koreloszlása 2002. január 1-jén

4.18. táblázat. Az Amerikai Egyesült Államokban kiadott hosszabbítási engedélyek

Üzemeltető	Blokk	Engedélykérelem beadása	NRC engedélyének megadása
Baltimore Gas & Electric Co.	Calvert Cliffs 1 & 2	1998. ápr.	2000. márc.
Duke Energy	Oconee 1, 2 & 3	1998. júl.	2000. máj.
Energy Operations	Arkansas Nucl. 1	2000. febr.	2001. jún.
Southern Nuclear Operating Co. Inc.	Edwin I. Hatch 1 & 2	2000. márc.	2002. jan.
Florida Power & Light Co.	Turkey Point 3 & 4	2000. szept.	2002. jún.
Virginia Electric & Power	Surry 1 & 2	2001. máj.	2003. márc.
	North Anna 1 & 2	2001. máj.	2003. márc.
Duke Energy	McGuire 1 & 2	2001. jún.	2003. dec.
	Catawba 1 & 2	2001. jún.	2003. dec.
Exelon	Peach Bottom 2 & 3	2001. júl.	2003. máj.
Florida Power & Light Co.	St. Lucie 1 & 2	2001. nov.	2003. okt.
Omaha Public Power District	Fort Calhoun	2002. jan.	2003. nov.

Egyik csoportba tartoznak azok az országok, amelyeknek engedélyezési gyakorlata szinte automatikussá teszi az élettartam-hosszabbítást. Ilyen megoldást alkalmaznak pl. Franciaországban, Japánban és Svájcban. Ezekben az országokban nem definiálták a konkrét (pl. a 30-40 év) élettartamot, hanem eleve 10 évre szóló időszaki üzemeltetési engedélyeket adnak ki, amiket 10 évenként megfelelő eljárást követően meghosszabbítanak. Az engedélyek kiadásának fontos feltételei természetesen a műszaki, biztonsági és környezetvédelmi követelmények teljes körű teljesítése. Tulajdonképpen ezekben az országokban nem is beszélhetünk klasszikus értelemben vett élettartam-hosszabbításról. Franciaországban, Japánban és Svájcban több olyan atomerőművi blokk üzemel, amelyek idősebbek 30 évesnél, még sem sorolják őket a hosszabbítottak közé.

A másik csoportba tartoznak azok az országok, amelyekben az atomerőművek építéskor meghatározott élettartamot (pl. 30 vagy 40 évet) definiáltak és ennek lejártához közelítve foglalkoznak az élettartam-hosszabbítás kérdésével. Eme csoportba tartoznak pl. az Amerikai Egyesült Államok és Oroszország.

Oroszországban hosszabbított élettartammal üzemel a Novovoronyezi Atomerőmű 3. (üzembe került 1971-ben) és 4. blokkja (üzembe került 1972-ben), továbbá a Kolai Atomerőmű 1. blokkja (üzembe került 1973-ban). A többi ma üzemelő orosz atomerőművi blokk fiatalabb 30 évesnél.

Legnagyobb élettartam-hosszabbítási programot az Amerikai Egyesült Államokban valósítottak meg az elmúlt években, s e program ma is tart. Eddig 23 atomerőművi blokkjuk kapta meg a hosszabbítási engedélyt. Az élettartam-hosszabbításon kívül sok esetben teljesítménymelést is végrehajtanak. Emiatt új erőmű építése nélkül is emelik kissé az ország nukleáris kapacitását. A részleteket a 4.18. táblázat tartalmazza. Ezen kívül 17 blokkra adták be a hosszabbítási engedélykérelmet, amit jelenleg bírál el az NRC, 2004-ben pedig további 8 blokk tervezi a kérelem benyújtását.

Ezeknek az atomerőművi blokkoknak az eredeti beruházási költségét már leírták, ezért a meghosszabbított élettartam alatt termelt villamos energiát az üzemeltetési, a

fenntartási, és az üzemanyagköltségeken kívül csak a hosszabbítás feltételeinek megteremtéséhez szükséges – az eredeti beruházási költségeknél lényegesen kisebb – költségek terhelik. Ez egyrészt **kisebb villamosenergia-egységköltségre vezet, másrészt az egységköltség belső szerkezetét úgy változtatja meg, hogy azon belül az állandó komponens is alacsonnyá válik, következésképpen az atomerőművi villamosenergia-termelés nem csak nagyobb, hanem alacsonyabb kihasználási óraszámoknál is gazdaságos lesz. Ezért a meghosszabbított élettartamú atomerőmű nem csak alaperőműként, hanem menettrendtartó erőműként is gazdaságosan üzemeltethető**, ha azt a műszaki feltételek egyébként lehetővé teszik. Mindez jó a fogyasztóknak és nagy versenyelőnyt jelent a tulajdonos számára is, különösen a liberalizált villamosenergia-piacon.

A paksi atomerőmű blokkjainak 30 éves élettartama 2012-ben (I. blokk), 2014-ben (II. blokk), 2016-ban (III. blokk), illetve 2017-ben (IV. blokk) jár le. Az elemzések azt mutatják, hogy az elvégzett biztonságnövelő intézkedések és a még hátra lévő bizonyos műszaki munkák eredményeként a blokkok további 15-20 évig képesek biztonságos és – a fenti általános következtetésekkel összhangban – gazdaságos (sőt az eddigieknél is gazdaságosabb) villamosenergia-termelésre. **Emiatt logikus, hogy a készülő hazai energiapolitikai stratégia a paksi atomerőmű élettartam-hosszabbítását evidenciaként kezelje.**

4.9. Új atomerőmű létesítésének kérdése

Ma mindössze 27,1 GW_e kapacitás van építés alatt, döntően az ázsiai országokban. Az Amerikai Egyesült Államokban lényegében csak az öreg atomerőművek élettartam-hosszabbítása (és esetenként teljesítménymemelése) révén tartják szinten az atomenergia-kapacitást. Az Európai Unió országai jelenleg nem építenek atomerőművet, sőt több ország bejelentette meglévő atomerőműveiknek adott határidőn belüli leállítását, ill. az új atomerőmű építésétől való tartózkodást. Egyetlen kivételt képez a már említett finnországi döntés új atomerőművi blokk létesítésére.

A 4.3-4.7. pontokban írtak fényében ez a helyzet nem logikus, tulajdonképpen abszurdnak tekinthető. Logikátlan és csak érzelmi okokkal magyarázható az atomenergia opció eleve történő kizárása a jövő erőmű-építési elképzelésekből. Ez az egyéb károk mellett a kompetencia folyamatos elvesztésének veszélyét is felveti, ami különösen hosszabb távon sok problémát okozhat, miután kiderül, hogy **az atomenergia-felhasználás nélkül teljesíthetetlenek a fenntartható fejlődéssel és azon belül a környezetvédelemmel kapcsolatos követelmények, ill. célok.**

Paavo Lipponen finn miniszterelnök szerint (hivatkozva számos európai ország atomenergia-ellenes moratóriumára) Európa egésze „fosszilis torzszülötté” válás felé rohan, ha lemond az atomenergiáról [18].

A már említett Frits Bolkestein szerint [18] az atomenergia nem önmagáért van. A Közösségi politika két fontos célját szolgálja. Először, az atomenergia gondoskodik az energiadiverzifikáció növelésének műszaki kapacitásáról, amely a külső függés csökkentéséhez szükséges. A második cél: megfelelni a környezeti kihívásoknak, különösen a klímaváltozásból és a Kiotói Jegyzőkönyvben rögzített kötelezettségből származó kihívásoknak. Az energiafogyasztás jelenlegi alakulása mellett – az olaj, a gáz és a szén

szerepének hangsúlyozásával – a kiotói követelmények nem teljesíthetők. Az előző pontokban általunk írtak alapján hozzátehetjük e megállapításokhoz, hogy az atomenergia-felhasználás gazdaságos és hosszú távú stabilitást, tervezhetőséget biztosít, növeli az ellátásbiztonságot.

Magyarország számára különösen megfontolandóak ezek a megállapítások, amiket már a paksi atomerőmű élettartam-hosszabbítására vonatkozó döntés meghozatalánál is figyelembe kell venni. Ezen túlmenően **új atomerőművi blokk építését sem indokolt hosszabb (mintegy 20 éves) távon eleve kizárni a lehetőségek közül.** Amint az a 4.2.3. pontból látható, a piacon ma és a jövőben is különböző típusú és teljesítőképességű blokkokat ajánlanak építésre, közöttük 165-640 MW_e teljesítőképességűeket is, amelyek egyrészt jól illeszthetők egy rendszer folyamatosan növekvő igényeihez, másrészt teljesítőképességük egy a magyarországihoz hasonló villamosenergia-rendszer kapacitása mellett is megfelelő ellátásbiztonságot jelent.

1. Nuclear Power in the World Today
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, March 2004.
2. IAEA Bulletin, 2003.
3. Plans For New Reactors Worldwide
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, March 2004.
4. Az Areva-Siemens konzorcium építi a finn EPR-t
NucNet/Areva, 2003. dec. 24.
5. World Nuclear Industry Handbook 1997
6. Construction of the nuclear power plant unit at Loviisa or Olkiluoto,
TVO Trollisuuden Voima Oy
7. Externe Externalities of Energy Vol. 7-9., European Commission, 1999
8. L. Echávarri: Nuclear Energy in Future Sustainable, Competitive Energy Mixes
atw 48. Jg. (2003) Heft 1 – Januar
9. Risto Tärjanne, Sauli Risanen: Nuclear Power: Least-Cost Potion for Baseload
Electricity in Finland
The Uranium Institute 25th Annual Symposium, 30 August-September 2000: London
10. Supply of Uranium
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, August 2002.
11. Csom Gyula: Atomenergia-rendszerek nukleáris üzemenyagciklusának továbbfej-
lesztési lehetőségei
Akadémiai Kiadó, Budapest, 1988.
12. World Uranium Mining
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, June 2003.
13. Uranium Markets
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, October 2002.
14. Dr. Ormai Péter: Radioaktív hulladékok kezelése – helyzetkép és trendek
BME, Országos Műszaki Információs Központ és Könyvtár, 2002 december
15. A Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Társaság harmadik közép- és hosszú-
távú terve a Központi Nukleáris Pénzügyi Alapból finanszírozandó tevékeny-
ségekre
Paks, 2003. augusztus
16. Walton, R.D., Cowan, G.A.: Relevance of nuclide migration at Oklo to the prob-
lem of geological storage of radioactive waste – The Oklo Phenomenon.
International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1975.
17. Smellie, J.A., Karlsson, F.: A reappraisal of some Cigar Lake issues of importance
to performance assessment
SKB Technical Report TR-96-08, Stockholm, 1996.

18. Speech by Commissioner Frits Bolkestein Member of the European Commission in charge of the Internal Market and Taxation
Institute of Economic Affairs, London, 7 November 2002.
19. OAH Hírlevél
Országos Atomenergia Hivatal, 7. évfolyam, 1. szám, 2004. február
20. Guidance for the evaluation of innovative nuclear reactors and fuel cycles – Report of Phase 1A of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO)
IAEA-TECDOC-1362, International Atomic Energy Agency, June 2003.
21. Small Nuclear Power Reactors
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, November 2003.
22. Advanced Reactors
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, December 2003.
23. Early Soviet Reactors and EU Accession
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, August 2003.
24. Nuclear Power in Russia
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, March 2004.
25. Nuclear Power Reactors
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, February 2004.
26. Dr. Szatmáry Zoltán: Új típusú energertikai reaktorok
20 éves az 1. blokk Jubileumi szakmai konferencia, Paks, 2002. november 21-22.
27. The Hydrogen Economy
World Nuclear Association –Energy For Sustainable Development, September 2003.
28. Generation IV Nuclear Reactors
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, August 2003.
29. Guidance for the evaluation of innovative nuclear reactors and fuel cycles – Report of Phase 1A of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO)
IAEA-TECDOC-1362, International Atomic Energy Agency, June 2003.
30. Energy Subsidies and External Costs
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, March 2004.
31. Australia's Uranium and Who Buys It
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, February 2004.
32. Canada's Uranium Production & Nuclear Power
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, January 2004.
33. Charles W. Forsberg et al.: Molten-Salt-Cooled Advanced High-Temperature Reactor for Production of Hydrogen and Electricity,
Nuclear Technology, Vol. 144, Dec. 2003
34. International Nuclear Waste Disposal Concepts
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, November 2003.

35. Judith Perera: Fuelling innovation
Nuclear Engineering International, January 2004.
36. Csom, Gy.: Regional Nuclear Power System: Justification and Perspectives
BME-TR-/RES/1/79, BME Tanreaktora, Budapest, 1979.
37. Csom, Gy.: Conditions of Fuel Equilibrium of the Mixed Nuclear Energy System
Periodica Polytechnica – Mechanical Engineering 28 (1984)21.
38. Csom, Gy., Fehér, S.: Analysis of the Conditions of Equilibrium of the Mixed Nuclear Energy System (MNES)
Periodica Polytechnica – Mechanical Engineering 28 (1984)51
39. Csom, Gy.: Optimization of Nuclear Energy Systems in Respect of Fuel Management
Atomkernenergie – Kerntechnik 51 (1987)172
40. The Economics of Nuclear Power
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, March 2004
41. Safety of Nuclear Power Reactors
World Nuclear Association – Energy For Sustainable Development, November 2003

Tartalom

Bevezetés	4
4.1. Az atomenergia-rendszer felépítése	6
4.2. Az atomerőmű-technológia műszaki kérdései	6
4.2.1. Első generációs atomerőművek	7
4.2.2. Második generációs atomerőművek	8
4.2.3. Harmadik generációs atomerőművek	12
4.2.4. Negyedik generációs atomerőművek	18
4.3. Gazdasági értékelés	24
4.4. Az atomenergia megítélése az ellátásbiztonság szempontjából	29
4.5. Biztonsági és üzembiztonsági megfontolások	31
4.6. Radioaktív hulladékok [14, 15]	36
4.7. Környezeti hatások	47
4.8. Atomerőművek élettartam-hosszabbítása	52
4.9. Új atomerőmű létesítésének kérdése	54
Irodalom	56



Magyar Atomforum Egyesület