

A MAGENERGIA HASZNOSÍTÁSÁNAK NÉHÁNY IDŐSZERŰ KÉRDÉSE*

LÉVAI ANDRÁS**

AZ MTA RENDES TAGJA

Ez a tanulmány rövid történeti áttekintés után az alábbi kiragadott, de egymással összefüggő kérdéscsoportokkal foglalkozik: 1. — milyen reális szerepe lehet az atomenergiának Földünk energiaellátásában a következő évtizedekben, figyelemmel a magenergiahasznosítás szempontjából számításba jövő ércek aránylag korlátozott mennyiségére? hogyan lehet e részesedési arányt növelni? 2. — milyen lehetőségek állnak rendelkezésünkre annak érdekében, hogy az energiaellátás biztosításához szükséges beruházások hányadának világszerte növekvő ütemét fékezzük? 3. — milyen társadalmi hatásokkal kell számolni a magenergia fokozott bevetése során? és végül 4. — mi a realitása a magenergiahasznosítás alapvetően új útja, a fűzős energiatermelés sikeres megoldásának? A tanulmány rövid történeti áttekintés és a jelenlegi helyzet ismertetése után fenti kérdéseket behatóan tárgyalva fogalmazza meg válaszait.

1. Történeti áttekintés és távlat

Amióta EINSTEIN 1905-ben felfedezte a tömeg és az energia ekvivalencia-törvényét, CHADWICK 1932-ben a magok semleges alkotó részecskéit, a neutronokat, Irène és Frédéric JOLIOT-CURIE 1934-ben létrehozta az első mesterséges magreakciót, majd Fermi ugyanezen évben már neutron-reakciókat produkált, SZILÁRD Leó pedig a neutronláncreakció elvére szabadalmat kért és végül HAHN és STRASSMANN 1938-ban kísérletileg is kimutatta a maghasadás lehetőségét, már nehéz, de elvileg egyenes út vezetett az első működő atomreaktorig. Ezt SZILÁRD Leónak a természetes urán üzemanyagú, grafitral moderált reaktorra vonatkozó, 1939-ben végzett számításai, WIGNER Jenő és társainak tervei alapján FERMI építette meg és helyezte üzembe, 1942. december 2-án, Chicagóban. Az új tanulmány első „gyakorlati” — sajnos pusztító — alkalmazását tudvalevőleg az 1945. év atombombái, Hiroshima és Nagasaki 200 000 halottja jelentették.

Az atombombában lefolyó szabályozatlan láncreakciónak az emberiség békés szolgáltatába történő állítása villamosenergiafejlesztés útján tudvalevőleg először a Szovjetunióban, Obnyinszkban valósult meg az 5 MW teljesítőképességű, már villamoshálózatra kapcsolt erőműben 1954. június 25-én. Ezután már gyorsan következtek egymás után a technikai tökéletesítés fázisai. Amíg az első genfi atomenergia értekezlet idején, 1955-ben — ahol először tárltak szélesre az atomenergetikai és az ezt megalapozó neutronfizikai, valamint a kísérő metallurgiai, fizikokémiai, biológiai és egyéb tudományok kapui a szakértői nyilvánosság előtt — még csak 7,4 MW atomerőmű volt üzemben, a második genfi atomenergia értekezlet idején, 1958-ban már mintegy 760 MW, elsősorban prototípusnak nevezhető atomerőmű üzemelt. Ekkor a gyors fejlődés láttán a szakmai nagyközönséget nagy optimizmus töltötte el az atomenergetika jövőjét illetően, de megjelentek már az első tudósítások a fűzős energia hasznosítási elképzeléseiről is.

Az optimizmus a harmadik genfi atomenergia értekezlet idején, 1964-ben ugyan erősen lelohadt az addig épült mintegy 6200 MW atomerőmű költségtúllépései és különböző kezdeti nehézségei következtében, aminek folytán főként a gazdaságosság volt vitatott, különösképpen az ebben az időben rohamosan terjedő szénhidrogénfelhasználással szembeállítva. A gazdasá-

* Akadémiai székfoglaló előadás. Elhangzott 1975. június 18-án.

** Prof. Dr. Lévai András, 1022 Budapest, Fillér u. 56.

gosságot javító műszaki megoldások nem késtek és így 1971-ben, a negyedik genfi atomenergia értekezlet táján, sok országban már gazdasági áttörést is lehetett megállapítani, amit az akkor üzemben volt mintegy 26 400 MW atomerőmű is bizonyított.

Ma, másfél évvel az elsősorban a kapitalista világban elég nagy felfordulást okozott, de nálunk is érezhető nyomokat hagyó olajválság kirobbanása után, amidőn már mintegy 65 000 MW atomerőmű van üzemben, józanul senki sem kételkedhetik a maghasadás elvén működő atomerőművek jövőjében, sőt a szakértők nagyrésze ebben az eljárásban látja az emberiség energia-problémáinak végső megoldását. Előrebocsátva, hogy a közeli évtizedekben a hasadási magenergia hasznosításnak szerintünk is meghatározó szerepe lesz, ezt a kizárólagosnak mondható álláspontot hosszú távlatra mégis erős fenntartással kell fogadnunk. Idevonatkozó indokainkat a továbbiakban részletesebben ki fogjuk fejteni. Valószínűnek látszik, hogy 5 év múlva, 1980-ban mintegy $350\,000 \div 400\,000$ MW atomerőmű lesz üzemben, az évezred végére szóló, reálisnak tűnő jóslások pedig $3,5 \div 5,0$ millió MW atomerőmű teljesítőképességet prognosztizálnak, amely értékkel szembe lehet állítani a világon ma működő összes erőműveknek mintegy 1,3 millió MW-ot kitevő teljesítőképességét. Azaz 2000-re csupán atomerőműből kb. három-négyszer annyi kapacitás várható, mint amennyi hő-, víz- és atomerőmű ma összesen üzemel.*

2. A nukleáris energia lehetséges szerepe az energiahordozók készletei szempontjából

Az atomenergia hasznosítás előnyei közismertek, ezért úgy véljük, elegendő csupán azoknak szinte címszó szerinti felsorolása is. Egy tonna, az atomreaktorba helyezett uránfém ténylegesen kihasznált energiatartalma a ma elsősorban épített reaktorokban megvalósított eljárások útján mintegy 60 000 t olajjal egyenértékű. Ez az arány a ma kifejlesztés stádiumában levő gyorsreaktorokban mintegy $3 \div 4$ -szeresére növelhető. Amint a későbbiekben még részletesebben kifejthetjük, elvileg — de csak elvileg — megvan az arány további lényeges javításának lehetősége, megközelítve az uránérc-koncentrációm elméleti hőegyenértékét, ami mintegy 1,7 millió t olajnak felel meg, 1 tonna uránércre vetítve. Akkor is, ha ez az érték ma még majdnem csak vágyálom, tény, hogy a nagy energiakonzentráció következtében az egyes országok számára az atomenergia fokozott bevetésével az energiahordozók választéka saját készleteiktől, a politikai és külkereskedelmi helyzetétől, a szállítási lehetőségektől stb. elvileg nagyrészt függetleníthető, így az erőmű telephelye is sokkal szabadabban választható. Az atommagokban koncentrált energiahordozót könnyen lehet hosszú ideig tárolni, tehát átmeneti energiakrízisek áthidalható; a termelt energia gazdaságossága ma már a legtöbb helyen adott.

* (Újabb az energiaigények lényeges csökkenése következtében mintegy $25 \div 30$ %-kal alacsonyabb előirányzatok vannak — Szerző megjegyzése, 1976. II.)

Amint erről még szó lesz, a környezet kémiai szennyezése szempontjából az atomerőművek lényegesen kedvezőbb helyzetben vannak, mert az energiateljesítmény előállítás nem veszi igénybe a levegő oxigénjét és nem termel ártalmas gázokat. Az erőmű esztétikai megjelenése is lényegesen kedvezőbb, harmonikusabban illeszkedik a környezetbe, mint a szén- vagy az olajerőmű magas kéményeivel.

A hátrányok is közzismertek. Ide tartozik az erőműben esetleg bekövetkező mechanikai vagy egyéb meghibásodás eredményeként fellépő nukleáris baleset elleni védekezés bonyolult műszaki megoldása és annak jelentős költsége, továbbá a keletkező radioaktív hulladékok szállításának, feldolgozásának és tárolásának még nem tökéletesen megoldott problémája. Elsősorban az újszerű, súlyos, a konvencionális energiahordozóknál nem tapasztalható biztonságtechnikai problémákkal és főként a kapitalista országokban a közvéleménynek káros irányban történt befolyásolásával magyarázható a ma még sokhelyütt tapasztalható idegenkedés az atomerőművek telepítésével szemben. Végül hátránynak számít a környezetnek a konvencionális erőművekénél nagyobb termikus szennyezése a ma leginkább elterjedt típusú atomerőművek esetében.

Annak ellenére, hogy éppen az olajválság következtében még mindig igen súlyos az energiahelyzet, és az atomerőművek gazdaságossága ugrásszerűen javult, az atomerőmű építési program — tipikusan például az Egyesült Államokban és más nyugati államokban — ma sem halad zökkenőmentesen. Ennek okai a helykijelöléssel kapcsolatban már említett nehézségeken kívül az engedélyezési eljárások elhúzódtásában és a gyártóerőművek meghatározott irányú kapacitásának túlterheltségében, sztrájkokban stb. keresendők, aminek következtében egy-egy atomerőmű építése 8–10 évig is eltart. A berendezések árának gyors emelkedése, a határidőbizonytalanságok, a beruházási piacon a csökkent mértékű energiateljesítményből is adódó hitelmegszorítások, itt erősebben éreztetik hatásukat, mint a konvencionális erőműveknél.

Ilyen és ehhez hasonló átmeneti nehézségek régebben is voltak és nyilván a jövőben is lesznek nemcsak atomerőműveknél, hanem másutt is. Ez azonban az általános irányzatot nem befolyásolja, de nem is befolyásolhatja, ha az általános energiahelyzetet vesszük röviden szemügyre az I. táblázat kapcsán, amely Földünk energiakészletét tünteti fel részben az Energia Világkonferencia legutóbbi megjelent évkönyvében foglalt, legmegbízhatóbbnak tekinthető adatok, részben saját, vagy máshonnan átvett számítások alapján. Az összevethetőség érdekében a természetes egységekben megadott kitermelhető (feltárt és valószínűsített) készletek azonos hőléptékre történő átszámítás után arányosítva vannak a fosszilis tüzelőanyagok összességéhez. A táblázat a teljesség kedvéért tartalmazza — mint készletet — a regenerálódó energiahordozóknak 100 évre számított lehetséges termelési adatait is. A fosszilis és a regenerálódó készletekkel most nem foglalkozunk, hanem figyelmünket a nukleáris készletekre és azok hasznosítására fordítjuk.

A ma nyilvántartott, tehát megkutatott és valószínűsített olyan *urán-érckészletek* mennyisége, amelyekből az uránoxidot — a közelmúltban még

I. táblázat

Kitermelhető (feltárt és valószínűsített) energiahordozók készlete*

Energiahordozó	Természetes egységben	A kémiai energiahordozók százalékában %		
I. Kémiai				
a) szén	10,6 billió t	78		
b) olaj-, pala-, homok	1,7 billió t	17		
c) földgáz	540 billió m ³	5		
összehasonlítási alap		100		
II. Nukleáris		(1)	(2)	(3)
a) fissziós		0,7	3	110
U—Th ércben (4)	7,2 millió t			
tengervízben (5)	40 millió t	4	16	600
földkéregben (6)	300 millió t	30	120	4400
b) fúziós				
deuterium (7)	40 milliárd t		1,7 millió (8)	
lithium (9)	10 millió t		130 (10)	
III. Regenerálódó (11)				
a) víz (12)	10 ezer TWh/év	1		
b) nap (13)	100 ezer TWh/év	10		

* Ahol a természetes egységekben megadott készleteknél nincs egyéb megjegyzés, azok a WEC Survey of Energy Resources (1974) alapján vannak összesítve.

- (1) Mai termikus reaktorokkal, a kiégett üzemanyag felhasználása nélkül (0,45% anyaghasznosítási fok)
- (2) Termikus és gyorsreaktorok, vegyes rendszerben (kb. 2% anyaghasznosítási fok)
- (3) Elméleti határérték (kb. 75% anyaghasznosítási fok)
- (4) 38 \$/kg fémurán termelési költség alatt
- (5) $3 \cdot 10^{-3}$ gU/t, 1% összkihozatal (Mandel becslése)
- (6) 12 gU/t, $3 \cdot 10^{-6}$ összkihozatal (Mandel becslése)
- (7) 33 gD/t, 0,1% összkihozatal (saját becslés)
- (8) 50% anyaghasznosítási fok, 50% D + 50% T eljárással
- (9) The Scientific American, 1971. IX. (K. Hubbert becslése)
- (10) Li⁶n, He⁴T-reakcióval számolva
- (11) 100 évre számolva
- (12) A potenciális vízerőművek 25%-os kihasználásával
- (13) Átlagban 0,24 kW/m² 0,04%-os kihasználással becsült érték

gazdaságos határértéknek tekintett 38 \$/kg U₃O₈ — költséggel lehet kinyerni, mintegy 7,2 millió tonna nagyságrendű. Nyilvánvaló, hogy a geológiailag még nem megkutatott területeken ennél sokkal nagyobb készletek is lehetségesek, de tény, hogy a ma ténylegesen feltárt készlet csak mintegy 2 millió tonna. A mai körülmények között még elfogadhatónak jelzett 60\$/kg U₃O₈ költségű urán-, illetve tóriumérczek mennyiségét kb. 10 ÷ 12 millió tonnára becsülik. Táblázatunk tartalmazza a tengervízből ma mintegy 100 ÷ 200 \$/kg költséggel, illetve a sovány földkéregből mintegy 800 ÷ 1000 \$/kg költséggel kitermelhető uránérczek becsült mennyiségét is, amely 40, illetve 300 millió tonna nagyságrendű. (Zárójelben megjegyezve: nagyon valószínű, hogy az olcsónak nevezett érckészletekből termelt uránoxid ára a nemzetközi piacon

az energiahordozók árának növekedésével többé-kevésbé lépést fog tartani, de ugyanilyen irányban hat az uránércet termelő kapacitások már szűkös volta is. A kapitalista országok 1980. évi mintegy 55 000 t uránérc termelésének növeléséhez évente mintegy 100 000, 1985-től kezdve mintegy 150 000 t kapacitású új bányanyitás szükséges. Hasonló a helyzet az izotopdúsító kapacitásoknál is, ahol a következő évtized derekától kezdve várható a szűk keresztmetszetek jelentkezése.)

A készletek nagyságában rejlő és a dolog természetéből adódó nagyfokú bizonytalansághoz járul még az a nagy szórás is, amely a hasadási elven működő reaktoroknál a tömegegységből kinyerhető energiatartalom nagyságában áll fenn a ténylegesen elért, illetve a várható értékek között. Erre utaltunk az előzőkben az olajhőegyenérték kapcsán. Bevezetve az úgynevezett *anyag-hasznosítási fok* fogalmát, amelyen a továbbiakban a reaktorban ténylegesen hasznosított hő arányát értjük az érc, helyesebben a koncentrátum elméleti energiatartalmához viszonyítva, ez az arányszám a ma leginkább elterjedt és már említett úgynevezett könnyűvízes típusú reaktoroknál kb. 0,45% csupán. Erre az aránylag rendkívül alacsony értékre épülnek a hasadóanyag készleteknek a táblázat második oszlopában foglalt első aloszlopnak (1) arányszámai. Látható, hogy az urán- és tórium érckészletekben a mai eljárások szerint tényleg hasznosítható energiatartalom a fosszilis készletek 1%-át sem éri el, amely érték a tengervízből, illetve a sovány földkéregből kinyerhető készletek hasznosításával együtt mintegy 4, illetve 30%-ra nő. Még utóbbi, ma még gazdaságtalannak tekintett ércfeldolgozási eljárásokkal elérhető arányok is igen jelentéktelenek és semmiképpen sem támasztják alá az optimizmust, amely szerint a hasadási magenergia végleg megszabadítaná az emberiséget energia-gondjaitól. Igaz, az utóbbi álláspontot képviselők az elvileg kb. 75%-os anyaghasznosítási fokot is lehetővé tevő, tökéletes szaporító reaktorokra gondolnak, de ilyen jelentős értékek összetett atomenergia rendszerekben áttekinthető ideig egyáltalában nem lesznek elérhetők.

A szemléltetés érdekében az arányosított értékek harmadik aloszlopában (3) mindenesetre jeleztük az így számított elméleti határértékeket is (110, 600, 4400%). A második aloszlopban (2) pedig a századforduló táján, de inkább az után reálisabban várható, 2% körüli anyaghasznosítási fok számításával nyert értékek (3, 16, 120%) vannak feltüntetve. Ezt a problémakört tekintjük a ma talán legfontosabbnak tartott nyitott kérdésnek, amivel a későbbiek során részletesebben fogunk foglalkozni.

A készleteket bemutató számok alapján, de figyelembe véve azt a körülményt is, hogy az atommagok energiáját energiatermelési célokra néhány elhanyagolható nagyságrendű területtől eltekintve — mint pl. a tengeri hajózás — csakis villamos erőművekben tudjuk hasznosítani, viszont az energiaigények ma még nagyobbik részénél — amit a közlekedés, az ipar jelentékeny hányada, a közületi és lakossági közvetlen fogyasztás, a mező-

gazdaság stb. jelent — az atomenergia közvetlen felhasználása nem jöhet számításba, nyugodtan megkockáztathatjuk azt a kijelentést, hogy a magenergia részvétele az évezred vége felé sem fogja meghaladni a világ összes energiafogyasztásának $40 \div 50\%$ -át.

Fentiekből szinte automatikusan következnek az *energetikai kutatás és a fejlesztés* ama fő feladatai, amelyekre a magenergia hasznosítás tevékenysége irányítandó. Így a közelebbi jövőben

1. — szükséges a villamosenergia — mint közvetítő energiahordozó — felhasználásának minél fokozottabb kiterjesztése annak érdekében, hogy minél több energiafogyasztót lehessen kapcsolni a magenergiahasznosítás útján kiterjeszthető energiakészletekhez. Ilyen szempontból lehet a távolabbi jövő feladatai között említeni a folyékony hidrogén, mint energiahordozó közvetítőközeg felhasználásának széles körű elterjesztését oly módon, hogy a folyékony hidrogén gyártása kezdetben elektrolitikus, később atomerőművekhez kapcsolt nagyhőmérsékletű katalitikus üzemű vegyi művekben történjék. Ezáltal a kommunális és a közlekedési energiafogyasztásban ma még meghatározó szerepet játszó szénhidrogéneket helyettesítő másodlagos energiahordozóhoz lehet jutni;

2. — szükséges egyúttal minél előbb olyan konverter és tenyésztőreaktoroknak, valamint az ezekből összetett atomerőműrendszereknek kifejlesztése, amelyek a meglevő magenergiapotenciál kihasználását megsokszorozzák anélkül, hogy a meglevő olcsó hasadóanyag készleteket túl gyorsan elhasználnák;

3. — végül, de nem utolsósorban igen lényeges a kutatási tevékenység kiterjesztése a gyakorlatilag tényleg korlátlan mennyiségben rendelkezésre álló fúziós energiatermelés gyakorlati megvalósítása irányában. A fosszilis energiahordozókhoz képest mintegy 20 000-szer több deutérium, mint a fúziós energiatermelés legfőbb alapanyaga, beláthatatlan időkip biztosítja ugyanis a forrásokat.

Igaz, hogy a ma perspektivikusnak látszó $50\% \text{ D} + 50\% \text{ T}$ szerint lefolyó eljáráshoz szükséges trícium anyaeleme, a Li^7 izotop, amely a természetes lithiumnak csupán $7,4\%$ -a, korlátozó tényezőként hathat, de egyrészt a lithium megkutatottsága sem elég kiterjedt még — így a tengerek vizében is több száz billió tonna lithiumot tételeznek fel, igaz ma még nem ismeretes kinyerhetőségi tényezővel — másrészt egyéb (trícium-) tenyészeltérások is számításba jöhetnek. A táblázatunkban szereplő 130% -os érték a lithiumnál előző — kedvezőtlen — feltételezéssel számolt.

Fenti — az energiakészletek hasznosítása szempontjából — átfogó jellegű feladatok közül a továbbiakban bővebben csak a második helyen jelzetel, azaz új reaktortípusokkal és atomenergiarendszerekkel foglalkozunk, s csupán végezetül térünk ki röviden a fúziós energiatermelés néhány kérdésére.

3. Új atomerőmű típusok kifejlesztése

A tökéletesebb energiahasznosítás kérdése kapcsolódik a ma problematikájának egyik lényeges eleméhez, amely abból adódik, hogy az exponenciálisan növekvő energiaigények kielégítésére teljesítendő *beruházások* az egyes országok nemzeti jövedelmének egyre nagyobb hányadát kötik le. Ezért is igen fontos a beruházási költségek csökkentése egyre nagyobb erőművek és egyre nagyobb reaktor-, illetve gépegységek építése révén. A két cél együttes áttekintése útján előbb a beruházási költségek csökkenését kilátásba helyező *atomerőmű típusokkal* foglalkozunk, majd áttérünk azokra a megoldásokra, amelyek előreláthatóan már a következő években kedvező irányba befolyásolhatják a ma még nagyon rossz hatásfokú, anyagpazarló magenergiahasznosítást.

Kiindulási pontként reaktor-típusok szerint részletezve a II. táblázatban ismertetjük az 1974. év közepén üzemben levő, építés alatt álló és megrendelt erőművi reaktorok számát, együttes és átlagos teljesítőképességét. Amint látható, ma az össze atomerőmű teljesítőképességének csaknem 90%-át a *könnyűvízes reaktorok* adják. Elterjedésüket olyan előnyöknek köszönhetik, amelyeket a többi típusok egyhamar nem tudnak elérni vagy túlszárnyalni. Ilyen előnyök elsősorban a víz-gőz körfolyamattal általában és a vízhűtással különlegesen szerzett évszázados ismeretek, a típussal összegyűjtött üzemi tapasztalatok, a jó szabályozhatóság, a nagy fajlagos teljesítménysűrűség, amely aránylag kedvező beruházási költséget eredményez, a meglevő gyártási kapacitás és még több más.

A legnagyobb, 1200÷1300 MW-os egységek ebből a típusból ma már üzemben vannak vagy sorozatosan épülnek. Jóllehet a típus továbbfejlesztésére még számos lehetőség van a reaktorfizika, a hő- és áramlástechnika, az anyag- és gyártástechnológia, az üzemvitel, a szerkezeti megoldások területén, mégis úgy tűnik, hogy a fajlagos beruházási költségeknek elengedhetet-

II. táblázat
Erőművi reaktorok
(1974)

Típusa	Száma	teljesítőképessége		
		összesen MW _e	%	átlag MW _e
Könnyűvízes	380	340 500	88	897
Gázhűtésű	44	17 000	4,4	386
Nehézvízes	32	11 300	2,9	353
Egyéb (víz-grafit, gyors stb.)	44	18 200	4,7	414
Összesen	500	387 000	100	775

lenül fontos folyamatos csökkentése érdekében annyira szükséges további nagyságnövelés ennél a típusnál korlátokba ütközik. A határérték elsősorban a nagyméretű és nagynyomású tartály gyárthatóságából, illetve szállíthatóságából adódik. E típus további hátrányát jelenti az elérhető gőzparaméterekből kifolyólag az erőmű aránylag kis hatásfoka és az eljárásnak az uránérc koncentrációjának felhasználására vonatkoztatott, már említett, igen kis, csupán mintegy 0,5%-ot kitevő anyaghasznosítási foka, aminek következményére a későbbiekben még hővebben kitérünk. Így érthető, hogy világszerte foglalkoznak új, az eddigiektől alapjaiban eltérő típusok kifejlesztésével, még a lassított neutronok által bevezetett maghasadás elvén működő, úgynevezett termikus reaktorok területén is.

Az új típusok között első helyen lehet említeni az ugyancsak vízhűtésű, de víz helyett grafit moderálású szovjet *csatorna-típusú reaktort*, amelyből jelenleg 18 egység, kereken 10 000 MW teljesítőképességgel van üzemben, illetve tervezési állapotban, közöttük 1000 MW-os egységek is, 2000 MW-os egységeket pedig már terveznek. Ezen az alapelven épült, több mint 20 éve, az első obnyinszki reaktor, amelynek két fő konstrukciós jellegzetességét, a kényszeráramoltatást megvalósító csatorna-típust és a négyoszloptos reaktortartályt a nagy egységek kifejlesztésénél következetesen mind a mai napig átvették. Mivel így a könnyűvízes reaktorok súlyos, szűk gyártási, szállítási és szerelési keresztszektet jelentő nyomás alatti tartálya elmaradhat, elérték azt, hogy az egység-teljesítőképességnek gyakorlatilag nincs felső határa. Az elrendezés lehetővé teszi egyes, igen szigorú gyári ellenőrzés mellett épített, azonos felépítésű és méretű egységeknek építoszekrényelven történő egymás mellé sorolását és ezzel akár 3000 ÷ 4000 MW egység-teljesítőképesség elérését is. Az üzemanyagcsatornában fenntartott kényszerkeringtetéssel lehetővé válik a nukleáris túlhevítés, ami a konvencionálisokéval megegyező nagy erőműhatásfok elérését eredményezi és így a környezet termikus szennyezését is csökkenti. Az egyes üzemanyagelemeknek üzem közbeni cseréje a reaktor és rajta keresztül az egész erőmű rendelkezésre állási idejét kedvezően befolyásolja és ezzel, itt nem részletezendő okok következtében, javul a reaktor biztonsága is. A reaktor költsége azonban lényegesen magasabb, mint a tartálytípusúé.

A nagy perspektívával rendelkező típusok közé tartozik a *nagyhőmérsékletű gázhűtésű reaktor* is, amely ugyancsak jó erőműhatásfokot, kisebb termikus környezetszennyeződést és kitűnő szabályozástechnikai tulajdonságokat biztosít. A hűtőgáz magas kilépő hőmérséklete lehetővé teszi ennél a típusnál a közvetlen utána kapcsolt hélium-gázturbina beépítését, továbbá a reaktornak ipari hőforrásként való alkalmazását. A héliumhűtésnek külön előnye, hogy a gáz nem korrozív és nem aktiválható. Az egész reaktor a hozzátartozó primerköri segédberendezésekkel, tehát a gőzfejlesztő hőcserélővel, a keringtető kompresszorral és a szükségűhűtőrendszerrel együtt előfeszített

vasbeton köpenyen belül jól elhelyezhető integrált felépítésben. Így a különböző tipizált egységekből felépülő és különböző teljesítőképességű reaktorok azonos üzemanyag- és szerkezeti elemekből építhetők fel, ami nagyobb biztonságú gyártást és üzemet eredményez. A reaktortípus belső biztonsága igen jó, az egység tóriumtenyésztésre is kiképezhető s mint ilyen a szűkebb alapokra helyezett hasadóanyaggazdálkodás szempontjából is fontos lehet. Ezért is sorolta ezt a rendszert az Egyesült Államok atomenergia bizottsága az elsősorban fejlesztendő típusok közé, amire az is jellemző, hogy a nemrég elkészült első 330 MW teljesítőképességű, prototípus egység után azonnal 10, egyenként 1000 MW-nál nagyobb ilyen egységet rendeltek. Igaz, hogy azóta a pénzügyi nehézségek következtében négynek rendelését anullálták, másik négyét későbbre halasztották, de ilyen stornók és halasztások a közelmúltban konvencionális erőműveknél is előfordultak, kisebb mértékben. Valószínű, hogy e típus nagyüzemi kereskedelmi bevetése is csak a 80-as évek elején várható, de hasonló típus kifejlesztésével foglalkoznak a Német Szövetségi Köztársaságban, Angliában és másutt is.

Áttérve az eddig tárgyalt, úgynevezett konverter típusú termikus reaktorokról a *tenyésztípusú gyorsreaktorokra*, röviden érintenünk kell azt a kérdést, hogy miért kellett olyan nagy kutatási és fejlesztési munkával és költséggel előbb — a kezdettől fogva ismert rossz anyaghatásfokú — termikus rendszereket kifejleszteni, amidőn az ezekben a maghasadásnál felszabaduló neutronok energiáját előbb kb. 100 milliomod részre kell csökkenteni ahhoz, hogy az újabb maghasadás létrejöhessen? A magyarázat az anyaghullámok elméletével aránylag egyszerű. Eszerint a neutronok reakcióvalószínűsége a legtöbb anyagnál sebességükkel nagyjából fordítva arányos, ami önmagában is lassú neutronok felhasználására indikál. Ezenfelül azonban fennáll az a sajátosság, hogy a természetben található egyetlen és aránylag könnyen hasadóképes izotóp, az U^{235} , hasadási valószínűsége, azaz hatáskeresztmetszete a termikus neutronokra kb. 220-szor akkora, mint a 140-szeres mennyiségben előforduló U^{238} -é. Ugyanakkor a hasadási gyors neutronokra a hasadási hatáskeresztmetszetek aránya csak kb. kétszeres, ami a 140-szeres izotóp előfordulási viszonyszám mellett természetes uránnál nem teszi lehetővé láncreakció létrejöttét gyors neutronokkal. Minthogy a kezdeti időkből még nem létezett urándúsítási lehetőség, ezért termikus neutronokat kellett produkálni, mert csak ilyen reaktorral lehetett természetes urán üzemanyaggal önfenntartó láncreakciót elérni, azaz a reaktort kritikussá tenni. Ma már vannak izotóp-dúsítók, ezért a mai termikus reaktorok — a nehézvízes reaktorok kivételével — enyhén dúsított uránnal dolgoznak a kisebb kritikus tömeg és ezáltal csökkentett beruházási költségek elérése érdekében. Amint az előzőekben azonban már szó volt erről, ezek a reaktorok az uránérc energiatartalmát igen rossz hatásfokkal hasznosítják, mert az elméleti energiatartalomnak alig 1/2%-át kapjuk vissza a reaktorban felszabadított hő formájában.

Alapvetően fontos tehát olyan reaktortípusok kidolgozása, amelyek lényegesen jobb hatásfokkal hasznosítják az ércek energiatartalmát. Közismerten ezek az úgynevezett *tenyésztőreaktorok*, amelyek több hasadóanyagot termelnek, mint amennyit elfogyasztanak, a hasadóanyagokban elért, úgynevezett *tenyésztési nyereség* további új reaktorok építése, illetve a már megépített reaktorok üzemeltetése céljából rendelkezésre áll. A tenyésztőreaktorok többségükben gyorsneutronokkal működnek, részint mert ilyen neutronokra az U^{238} hasadási valószínűsége nem sokkal kisebb, mint az U^{235} -é, részint mert a hasadásra nem vezető neutronbefogás az uránból itt is új hasadóanyagot, plutoniumot, illetve tórium tenyészanyag esetén U^{233} -at termel.

Sajnos azonban, mind a gyors tenyészreaktorok elmélete, mind az eddig megépítettekkel szerzett üzemi tapasztalatok egész sor — eddig még nem kellően tisztázott — fizikai, műszaki és gazdasági problémát vetnek fel, és ezért, amellett, hogy — az egyetlen Kanada kivételével — mindenütt elismerik, hogy ilyen reaktorokra az érckészletek jobb hasznosítása érdekében égetően szükség van, a minden szempontból megfelelő típusok rendelkezésre állásának időpontját tekintve igen eltérő megítélésekkel találkozhatunk a szakirodalomban.

Ha el is tekintünk most a nátriumhűtésű gyorsreaktorok fizikájában ma még nem egészen tisztázott egyes kérdésektől (mint amilyenek pl. a neutronok spektrális eloszlása a különböző energiákon, az ezekhez tartozó hatáskeresztmetszetek nem kellő ismerete, az ezzel is összefüggő biztonságtechnikai aggályok stb.), és ha eltekintünk továbbá a még kellően át nem tekinthető beruházási költségtételektől és így figyelmünket kizárólag az uránérckészletek gazdaságos kihasználására fordítjuk, akkor a probléma lényege abból adódik, hogy az eddig épített folyékony nátriumhűtésű gyors reaktoroknál a számítások szerint legalább $14 \div 15$ év szükséges ahhoz, hogy egy reaktor nyereségként megtermelje azt a hasadóanyag mennyiséget, amely az elfogyasztottal azonos. A valóságban még ennél is nagyobb, $18 \div 20$, sőt — az egész üzemanyagciklusban lekötött mennyiségeket tekintve — esetenként inkább $20 \div 25$ év úgynevezett *kettőzési idő* adódik. Amint még látni fogjuk ez az idő túlságosan hosszú az atomerőművek teljesítőképességének az elkövetkező 10 évben várható, $3 \div 5$ év közötti, kettőzési idejével szemben, különösen ha figyelembe vesszük azt a körülményt is, hogy a gyorsreaktorok nagy dúsítású üzemanyagot igényelnek és ezért az indításhoz szükséges uránérc fogyasztásban a beruházás szempontjából is kedvezőtlenek.

A *gyorsreaktoroknak* a jobb üzemanyaggazdálkodás érdekében történő *fejlesztését* alapvetően *befolyásoló, legfontosabb tényezők* az alábbi csoportokba oszthatók;

1. igen lényeges a reaktorba helyezett üzemanyag fajlagos hőterhelése, ami befolyásolható a fűtőelemek anyagának (fém, oxid, vagy karbid), szerkezeti megoldásának és a hűtőközegnek (folyékony fém, nemesgáz, disszociáló gáz) megválasztásával;

2. hasonlóképpen fontos a reaktorban elhelyezett hasadóképes anyag (U^{235} és vagy Pu) fajlagos mennyisége, valamint a mag és a tenyészköpeny geometriai mérete, pl. az utóbbi vastagsága, szerkezeti megoldása;

3. fontos az az időtartam is, amely alatt a reaktorban besugárzott és az új hasadóképes anyagot is tartalmazó fűtőelem a hasadóanyag kivonása és újrafeldolgozása céljából a reaktoron kívül tartózkodik, ami ma több évet jelent.

Jelenlegi ismereteinket fenti kérdéscsoportokra irányítva úgy tűnik, hogy a gyorsreaktorokat fejlesztő eddigi hagyományos úton nemigen lehet

III. táblázat
Gyors tenyésztőreaktorok jellemzői

Alváltózat jele	Hűtés	I. töltet		Évi fogyasztás 0,2% U^{235} t/GWe, év	Évi tenyésztési nyereség Pu t/GWe, év	Kettőzési idő év
		Pu t/GWe	0,2% U^{235} t/GWe			
1	2	3	4	5	6	7
a	folyékony fém	2,5	60	1,25	0,17	14,7
b	folyékony fém	1,25	30	1,25	0,17	7,4
c	gáz	1,25	30	1,25	0,37	3,7

a kívánt rövid, legfeljebb 4÷6 éves kettőzési időt elérni. Szükséges tehát új utakat keresni, mert nem látszik böles dolognak, ha a hasadóanyag-gazdálkodás szempontjából annyira nélkülözhetetlen tenyésztőreaktorok megoldását kizárólag az eddigi módon alkotott szerkezetekben, tehát az oxid- vagy karbid üzemanyagú, folyékony nátriummal hűtött reaktorokban látjuk. Igaz, hogy azonnal kiegészül problémacsoportunk a negyedik kérdéssel: mikor lehet számolni kereskedelmileg is versenyképes gyorsreaktorokkal? Amint látni fogjuk, a szükséges időpont a minél korábbi, a lehetséges pedig inkább a 80-as évek második fele.

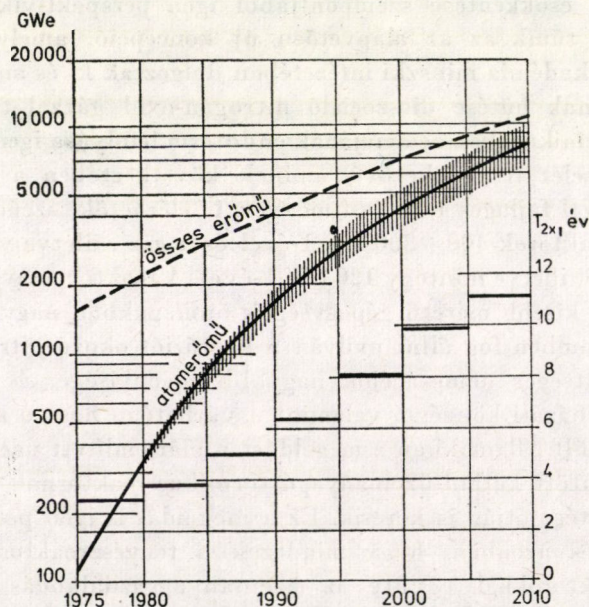
Tény, hogy a vezető ipari országok nagy erőfeszítéssel dolgoznak a Na-hűtésű gyors reaktorok tökéletesítésén. De emellett a feltett kérdések első két csoportjának, azaz a reaktorba helyezett fajlagos üzemanyag töltet mennyiségének csökkentése szempontjából igen perspektivikusnak és nagy jelentőségűnek tűnik az az alapvetően új koncepció, amelyet a Bjelorusz Tudományos Akadémia minszki intézetében dolgoztak ki és amelynél a gyorsreaktor magjának hűtése disszociáló nitrogén-oxid gázzal történik. A gáz kétfokozatú termikus disszociációjának endoterm lefolyása igen nagy hőmennyiségek felvételét teszi lehetővé, aminek következtében a reaktormagban 1000÷1500 kW/l fajlagos hőteljesítmények is elérhetők, szemben a nátrium-hűtésű gyorsreaktorok 400÷800 kW/l-ével és a gáz-, illetve vízhűtésű termikus reaktorok 5, illetve mintegy 120 kW/l-ével. A reaktor nagyobb biztonsága, az alkalmazott kisebb méretű gépegyeségek önmagukban nagy előnyt jelentenek, amivel szemben fog állni nyilván a korróziót okozó nitrogénoxid miatt beépítendő költséges nemesacélok nagyobb mennyisége, és így a reaktor magasabb beruházási költsége, valamint a várhatóan hosszú kifejlesztési idő.

Az Egyesült Államokban a megoldást a már említett nagyhőmérsékletű, nemesgázzal hűtött karbid-üzemanyagú termikus reaktornak tenyészköpeny-nyel való kiépítése útján is keresik. Ez a megoldás is igen perspektivikusnak tűnik. Lényeges azonban, hogy mindezek a tenyésztőreaktorok a termikus konverter reaktorokkal együtt az üzemanyaggazdálkodás szempontjából valamilyen atomenergia rendszert fognak képezni. A gyors reaktorok jellemzőit a III. táblázatban mutatjuk be.

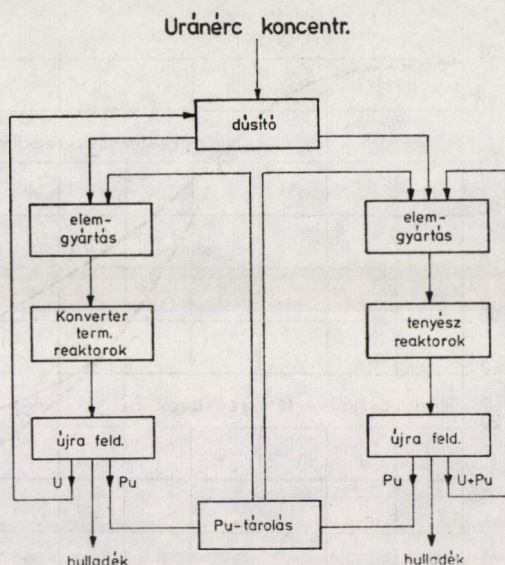
4. Atomenergia rendszerek

Egy ilyen rendszer vizsgálatánál kiindulhatunk az atomerőmű teljesítőképességeknek a közelebbi, valamint a távolabbi jövőben várható — az előzőekben már vázolt — fejlődéséből, amit a 2010. évig a különböző becslések szórásának feltüntetésével, a további számítások érdekében pedig megfontolás alapján felvett középértékkel érzékeltetünk az 1. ábrán, megjelölve egyúttal az összes erőművi teljesítőképességek felfutását, valamint 5 évenként az atomerőművek kapacitásának exponenciálisan számított kettőzési idejét is. Aránylag egyszerűen kiszámítható, hogy ha mostantól kezdve csak a jelenleg ismert, az uránérc energiatartalmának kihasználása szempontjából rossznak nevezhető, pl. könnyűvízes típusú reaktorokat építenénk, az I. táblázatban közölt, mintegy 7,2 millió t-val jelzett uránérckészlet az évszázad végéig elfogyna. Akkor is, ha — amint már említettük — egy ilyen adatnak nem tulajdonítunk túl nagy jelentőséget, biztos, hogy a készletek jobb hasznosítása érdekében mindenképpen szükség van tenyészreaktorokra.

Egy ilyen, konverter- és tenyészreaktorból álló atomerőmű rendszerben a hasadóanyag nem egyszer halad keresztül, hanem üzemanyag ciklusok léteznek, amelyek során mind a konverter, mind a tenyészreaktorokban termelt új hasadóanyagot (egyszerűsített esetben a plutóniumot), továbbá a részben kiégett uránt újrafeldolgozás (reprocessálás) után ismételtelen felhasználják.



1. ábra. Erőművek és atomerőművek várható teljesítőképessége (GWe) és az atomerőművek kétszerződési ideje (T_{2x})



2. ábra. Üzemanyag-ciklusok egyszerűsített vázlata

Egy ilyen rendszer egyszerűsített vázlata, amely a további vizsgálatok alapjául szolgált és, amelyre a matematikai programozás épült, a 2. ábrán látható.

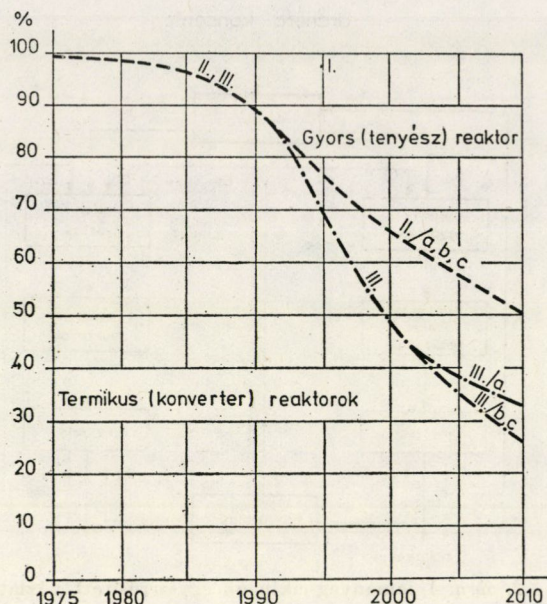
Annak érdekében, hogy az egyes reaktortípusoknak az uránércfogyasztásra gyakorolt hatását megítélhessük, a Hőerőművek Tanszéken az alábbi *rendszerváltozatokat* vizsgáltuk közelebbről:

I. változat — az összes atomerőmű végig nyomottvizes reaktortípussal (PWR) épül, tenyésztőreaktor építés nincs (alapváltozat).

A további változatoknál gyors-tenyésztőreaktorok beépítésével is számoltunk oly módon, hogy teljesítőképesség-felfutásuk az összes atomerőmű kapacitásnak kezdetben — reálisan — csak kis hányadát adja (1974-ben a tényeknek megfelelően kb. 1%, 1981-ben 2%, 1985-ben 4%, 1990-ben 10,5%). 1990 után a figyelembe vett változatok két fő csoportra oszlanak az atomerőmű építési kapacitás átállásának két feltételezett módozata szerint.

A **II. változat** esetén feltételezzük, hogy 1990 után nem növeljük évente az újonnan építendő nyomottvizes reaktorok mennyiségét, hanem az addig elért, mintegy 140 000 MWe/év gyártókapacitást fenntartva, a további szükséges atomerőmű kapacitást gyors tenyésztőreaktorokkal építjük, a termelt új hasadóanyagot, valamint a soványított uránt pedig — amennyire az igények azt egyáltalán szükségessé teszik — újra felhasználjuk.

A **III. csoportba** tartozó változatok a II. csoportba tartozóktól annyiban térnek el, hogy ezeknél 1990 után évente mintegy 25%-kal csökkenne a megépítendő nyomottvizes reaktorok teljesítőképessége, tehát ezek igen gyors tenyésztőreaktor felfutással számolnak. (Itt meg lehet jegyezni, hogy a valóság



3. ábra. Üzemben levő atomerőmű teljesítőképességek feltételezett megoszlása (%)

előreláthatólag a két szélsőségnek tekinthető csoport, azaz a lassúbb gyorsreaktor-felfutással jellemzett II-es és a gyorsabb felfutással jellemzett III-as csoport között lesz.)

A II. és III. csoportokon belül figyelembe vett *változatok*:

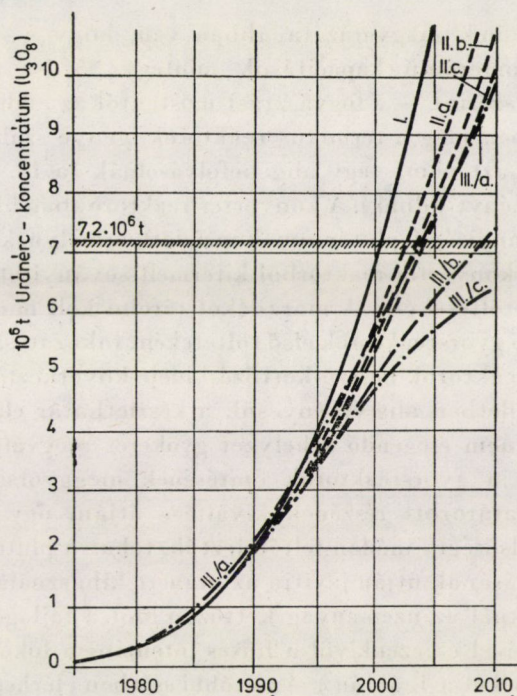
a) olyan folyékony fémhűtésű gyorsreaktorok létesülnek továbbra is, amilyeneket ma a Szovjetunióban, Angliában, Franciaországban és másutt építenek, illetve amilyenek ezekben az országokban üzemben vannak;

b) a folyékony fémhűtésű gyors tenyészreaktorokat továbbfejlesztik annak érdekében, hogy fajlagos hasadóanyag töltetük (kg Pu/GWe) kb. fele akkora legyen, mint az előző, a)-val jelzett esetben;

c) a kisebb fajlagos hasadóanyag tölteten kívül az új hasadóanyag termelési sebessége megkettőződik, azaz a már említett kettőzési idő is felére csökken, ami — mai ismereteink szerint — előreláthatólag csak a már említett disszociáló gázzal, vagy a nagyhőmérsékletű héliummal hűtött tenyészreaktorokkal érhető el.

Az összes szükséges (meglevő és a tárgyévben épített) atomerőmű teljesítőképességnek a konverter és a tenyészreaktorok közötti százalékos megoszlása 1975–2010 között a fenti változatoknak megfelelően a 3. ábrán látható.

Az egyes változatok számításánál alapul vett gyors tenyészreaktor-jellemzőket a III. táblázat, a felvételek magyarázatát a *Függelék* tartalmazza.



4. ábra. Összesített uránérc-koncentráció fogyasztás

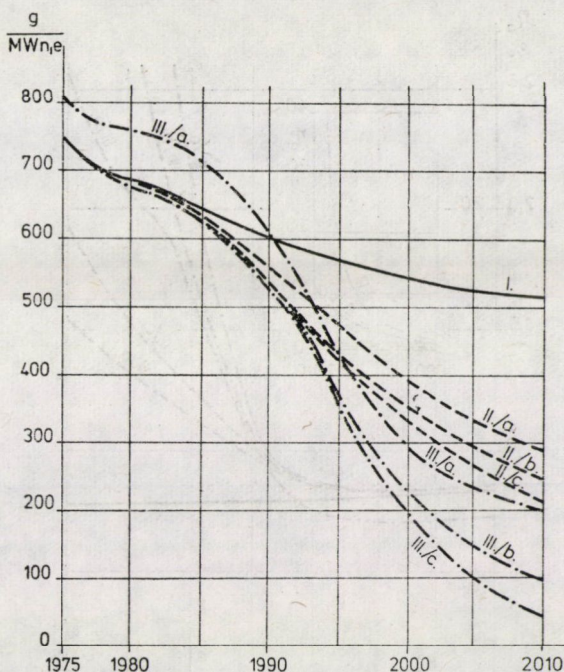
Számításaink mindig az uránérc koncentráció mennyiségéig terjednek ki, azok tehát magukban foglalják a reprocesszási veszteségeken kívül (esetenként 0,5%) az izotópdúsítók energiaigényét (kb. 2500 kWh/kg szétválasztási munkaegység), továbbá az izotópdúsításnál keletkező 0,2% U^{235} tartalmúnak feltételezett hulladékokat is. A termikus reaktorokban felhasznált 1 t, különböző izotópokból összetett Pu-ot 0,64 t U^{235} -tel vettük egyenértékűnek.

Annak tudatában is, hogy a felhasznált számítási alapadatok és feltételezések egyike-másika támadható, a kitűzött cél, a rendszerhatásoknak nagyságrendileg helyes megítélése, jól követhető ezzel az eljárással, mert a felépített rendszerekre most már meghatározható az összesített uránérc koncentráció fogyasztás a 4. ábra szerint. Berajzolva a készlet táblázatunkban alapul vett 7,2 millió tonna érckészletet, az adódik, hogy ez a — valóságban nyilvánvalóan ily határozottan nem ismert — határérték az alapváltozat esetén (I., csupán termikus konverter reaktorok építése) a 2000. év körül kimerülne. Az eredmény alig változik, a készlet kimerülési ideje csak néhány évvel hosszabbodna meg, ha 1990 után nem növelednek tovább az évente építendő termikus — konverter reaktorok mennyiségét, hanem megmaradnánk az addig elért 140 000 MWe/év szinten. (Lásd a II. csoport görbéit.) Ezen belül a gyors-tenyésztőreaktorok típusának javítása sem változtat érdemlegesen

az eredményen, aminek magyarázata abban van, hogy — jöllehet a 2000. évben építendő atomerőmű kapacitások mintegy 35%-a tenyészreaktoros lenne már a 3. ábra szerint — a fogyasztást mostantól az addig hátralevő $2 \div 3$ évtizedben lényegében még a termikus reaktorok igénye szabná meg, a gyors reaktorok jellemzői azt nem, vagy alig befolyásolnák (a II. a-b-c változatok szinte azonos eredményt adnak). A konverter-reaktorokban időközben ugyanis több ezer tonna mennyiségű plutónium képződött, amelynek csak egy részét lehet felhasználni a konverter reaktorból kitermelt soványított uránnal együtt a tenyészreaktorok tölteteként. A maradékot tárolni kell mindaddig, amíg az az újonnan építendő gyorsreaktorok első töltetként fokozatosan felhasználásra nem kerül. A gyorsreaktorok hosszú-kettőzési ideje következtében a tenyésztés kedvező hatása kezdetben alig érvényesül, a készlethatar eléréséig hátralevő aránylag rövid idő nem elegendő a helyzet gyökeres megváltoztatásához.

Világos, hogy a gyorsreaktorok építésének meggyorsítása a termikus reaktorépítés meghatározott részének kiváltása útján, úgy mint azt a III. változatnál elég szélsőséges módon feltételeztük, tehát a plutonium tartalékok gyorsabb felhasználásának útján javítja az uránérc kihasználást, főként akkor, ha a gyorsreaktoroknál az üzemanyag kettőzési időt a fajlagos töltet mennyiségének csökkentésével és ezenkívül a hűtés intenzitása fokozásával javítjuk. (Lásd III. b-c- görbéket a 4. ábrán.) Az utóbbi esetben elérhető, hogy az összes uránérc felhasználás aszimptotikusan közeledik egy határérték felé, ami feltételezéseink mellett a 7,2 millió tonna érc közelében fekszik. Ekkor tehát a tenyészreaktorok már megtermelnék azt az üzemanyagmennyiséget, amely mind a meglevő konverter termikus reaktorok üzeméhez, mind a rendszerben létesítendő új reaktorok első töltetéhez szükséges lenne. Az atomerőművek tehát nem igényelnének új ércet mindaddig, amíg a felhalmozott Pu és a soványított uránkészletek el nem fogynak. Ezen időpont után annyi uránércet kellene csak kitermelni, hogy a konverter reaktorok és a tenyészreaktorok termelése egyensúlyban legyen. Ez azonban igen távoli jövő kérdése.

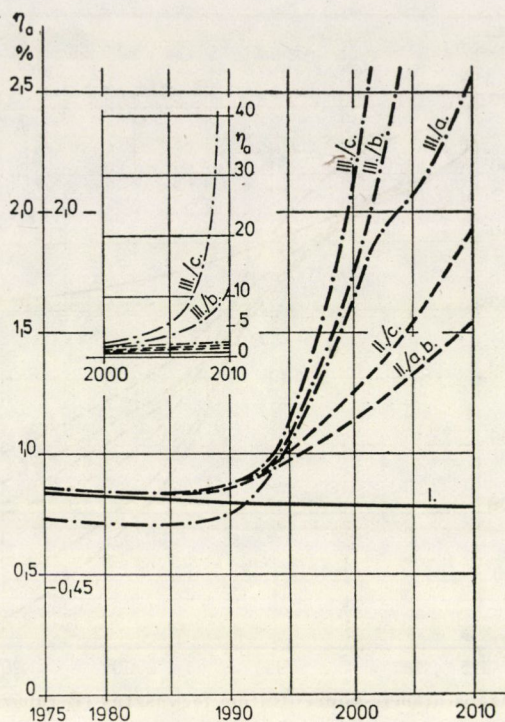
Az egyensúly felé haladva az első lépés, az uránérc-termelés lehetséges visszafogása feltételezéseinkkel számolva a választott tenyészreaktorok karakterisztikájától és azok részarányától függően 2000 és 2030 között következhetné be. Nyomatékosan hangsúlyoznunk kell azonban, hogy csak abban az esetben, ha legkésőbb egy évtizeden belül olyan gyors-tenyészreaktorokat tudnak kifejleszteni és kereskedelmi léptékben építeni, amelyek kettőzési ideje $4 \div 6$ év nagyságrendben van. Amint említettük, jelenlegi tudásunk szerint ilyennek csak a szovjet disszociáló gázhűtésű, valamint az amerikai nagyhőmérsékletű, gázhűtésű tenyészreaktor ígérkezik, de egyik sem áll ma még rendelkezésre. A mai úton továbbhaladva, tehát a termikus reaktorok nagymérvű építésével számolva és a jó tenyészreaktorokkal késve, az üzemanyagellátásban olyan torzulás következhetik be, amely évtizedekkel hátráltathatja, esetleg teljesen lehetetlenné is teszi az egyensúlyi állapot elérését,



5. ábra. Fajlagos uránérc-koncentráció fogyasztás (Beruházás+üzem)

miközben a másik oldalon az érckészletek korlátozott volta azok korai ki-
merülését okozhatja. Nagyságrendileg nagyobb uránérckészletek esetén
(tengervíz, földkéreg) a határfeltételek műszakilag természetesen kevésbé
súlyosak, a nehézség azonban a gazdaságosságra helyeződik át.

Az előzőekben kifejtetteket jól szemlélteti az az ábrázolási mód, amelynek
segítségével az atomerőműben fejlesztett villamosenergia egységének termelé-
séhez szükséges fajlagos uránérc koncentráció mennyiségét (g/MWnape)
tüntetjük fel, beleszámítva az első töltet beruházásához szükséges mennyi-
séget is (5. ábra). Látható, hogy amíg az alapváltozat fajlagos uránércfel-
használása 2000 után kb. 500 g/MWnape körül stabilizálódik, addig a II. vál-
tozat értékei a vizsgálat határául szolgáló 2010 év körül kb. fele akkorák és
a későbbiekben is erősen csökkennek, a III. változat esetén pedig a vizsgált
alváltozattól függően még ennél is kisebbek (50÷100 g/MWnape). Itt külön
említést érdemel a III/a. változat görbéjének különleges lefutása, ami azzal
magyarázható, hogy a nagy kettőzési idejű tenyésztőreaktorok erőltetett, azaz
gyorsított ütemű felfuttatása az első évtizedekben, első töltetként, igen nagy-
mennyiségű olyan új hasadóanyagot igényel, amelynek Pu fedezete a termi-
kus reaktorok termeléséből még nincs meg annak ellenére, hogy ennél a vál-
tozatnál nem is számoltunk ott Pu-recirkulációval. Így a gyorsreaktorok
hiányzó Pu¹³⁵ töltetét izotóp dúsítókból, azaz közvetve uránérből kell termel-



6. ábra. Anyaghasznosítás foka

ni, aminek következtében ilyen gyorsreaktoros program futtatása esetében kb. 15 évig több uránércre van szükség, mintha csak könnyűvízes reaktorok épülnének. Később a fajlagos uránérc felhasználás erőteljesen javul, de 2000 után az egyensúly érdekében csökkenteni kell a tenyésztőreaktorok százalékos mennyiségét a III. csoportba tartozó kisebb töltetet igénylő két változathoz képest (lásd. 3. ábra III/a, illetve III/b-c vonalát).

Az előző adatokból aránylag könnyen kiszámítható az *anyaghasznosítási fok* is, amelyen — mint már említettük — a reaktorban az uránérc elméleti energiatartalmának egységére eső hőtermelést értjük. Ez az érték tehát már csupán az üzemvitelre jellemző és nem tartalmazza az első töltet beruházásához szükséges, valamint az egyéb módon lekötött mennyiségeket. A 6. ábra szerint az anyaghasznosítási fok a mai konverter típusú termikus reaktorokban a soványított urán és a plutónium részleges visszakeringetésével számolva csupán 0,75% körüli érték, javulása az elmondottak értelmében csak atom-energiarendszerek beiktatása útján várható.* A bevezetőben bemutatott

* Az I. táblázatban feltüntetett 0,45%-os értéknél, amely kb. 30 000 MWnaphő/t-nak felel meg, a recirkuláció nincs figyelembe véve.

készletláblázaaton szereplő 2%-os anyaghasznosítási fok igen jó, új típusú gyors-tenyészreaktoroknak közeli építésével számolva is csak 2000 után várható. Az egyensúlyi rendszerhez tartozó elméleti határérték, amely a veszteségeket figyelembe véve 75% körül van, legjobb esetben is csak olyan távoli jövőben állhat be, amelyre már semmiféle prognosztikai becslés sem kockáztatható meg.

Természetes, hogy mindezekben a számításokban rendkívül sok az elhanyagolás és a tévedési lehetőség. Így eltekintve attól, hogy az egyes reaktor-típusok kettőzési idejének számításában előforduló fizikai állandók nem ismertek (pl. a hatáskeresztmetszetek nagysága az egész neutronspektrumra vetítve), továbbá a még nem létező reaktorok szerkezeti megoldása és sok más kérdés nem eléggé feltárt, a közbenső tárolások és szállítások, a dúsítás, az üzemanyaggyártás, a reprocesszió, a reaktorindítás, a besugárzott üzemanyagok hűtése, a plutonium-kivonás, az újabb üzemanyag gyártás stb. időtartama is lényegesen befolyásolják az eredményeket. Megbízható adatok a fajlagos töltetre csak a ma ismert folyékony fémhűtésű reaktorokra találhatók, a disszociációs gázhűtésűre, vagy a héliummal hűtött nagyhőmérsékletű gázreaktorokra még nincsenek ilyen adatok.

Bizonyos, hogy az egész tenyészreaktor-program és az azon alapuló üzemanyag ciklusok vizsgálata még nagyon elmélyült kutatási és kísérleti munkát igényel, mielőtt a tenyészreaktorok jelentőségének kvantitatív megítélésére megbízható és véglegesnek tekinthető értékítéletet lehetne mondani. Ma azzal számolnak, hogy a jelenleg kereskedelmi is versenyképes gyorsreaktorok a következő évtized közepén vagy inkább annak vége felé fognak az erőműipar számára rendelkezésre állni. Az előbb elmondottakból következően féltő, hogy ezek részint túlságosan későn jönnek, részint nem is felelnek majd meg mindenben az atomenergia-rendszerekkel szemben támasztott követelményeknek. Az addig termelt nagymennyiségű új hasadóanyag illetéktelen felhasználásából eredő potenciális veszélyt a közvélemény — talán nem is egészen indokolatlanul — igen súlyosnak tartja, hiszen már 1980-ban kb. 20 000 atombombához elegendő olyan plutónium lesz az erőművekben besugárzott üzemanyagokban, amelynek kinyerése és feldolgozása egy nem túlságosan nagyméretű vegyi üzemben ma már ismert eljárásokkal aránylag nem is túl nehezen megoldható. A felhalmozott plutóniumkészletet csak a konverter reaktorok építésének egyre csökkenő és a tenyészreaktorok bevetésének egyre növekvő ütemű folytatásával lehet majd elfogyasztani, amíg végül — nagysokára — bekövetkezhetik az előbb vázolt egyensúlyi állapot és ezzel az energetikailag ideálisnak nevezhető, 100%-ot megközelítő uránérc-hasznosítás.

A jelenleg ismert, vagy gazdaságosan elérhető uránérckészletek azonban előreláthatóan jóval előbb elfognak. Könnyen elképzelhető, hogy a fúziós energiatermelés lehetőségei is hamarabb tisztázottak lesznek, és ezért ekkor

az energiakészletek szempontjából amúgyis korlátozottnak tekinthető hasadóanyagok felhasználása helyett a fúzióra alkalmas anyagok és eljárások irányában kell majd a megoldást keresni.

5. A magenergia hasznosítása és a környezet

Mielőtt a fúziós energiatermelés lehetséges távlatait áttekintenők, vessünk röviden egy pillantást a fokozott mérvű magenergiahasznosításnak az emberi környezetre gyakorolt hatására. Újabban — az atomerőművek gyors elterjedésével kapcsolatban — véleményünk szerint indokolatlanul sokat beszélnek a környezet radioaktív szennyeződésének veszélyéről. A meghibásodásból vagy szándékos rongálásból eredő potenciális veszély lehetőségét természetesen nem lehet és nem szabad tagadni, hiszen az minden műszaki létesítménynél fennáll. Az ellene való védekezés módjai azonban ismertek és alkalmazottak. Ennél sokkal lényegesebb az az üzemszerűen kibocsátott radioaktivitás, amelyet egyes nemesgázok vagy halogénelemek, esetleg egyéb gázok vihetnek magukkal. Főként a kiégett üzemanyagok újrafeldolgozásakor felszabaduló krypton 85, valamint az esetleges reaktorbaleseteknél kilépő jódt 129 és 131 jöhetnek itt számításba. Ellenőrző számítások szerint aránylag a legnagyobb sugárterhelést a környezetben az aránylag hosszú felezési idejű krypton 85 jelenti, de mennyisége a 2000-ik évre felvett mintegy 5 millió MWe atomerőmű mellett is megengedett dózis 3/1000-ed részét eredményezné csupán. Ilyen nagyságrendben lehet a jódfertőzés is, a tríciumé ennél még sokkal kisebb. Tény viszont, hogy a ma üzemelő mintegy 65 000 MWe atomerőmű környezetében — tehát a rövid élettartamú izotópokat is beleértve — sehol sem mértek a természetes háttérnél $1 \div 2\%$ -kal nagyobb sugárterhelést jöllehet a ma érvényes — igaz, több szempontból vitatott — normák 70%-ot engednek meg.

Összehasonlítva az atomerőművek által okozott radioaktív szennyezéseket a konvencionális üzemanyagú erőművek által kibocsátott szennyezésekkel, nyugodtan megállapíthatjuk, hogy ha csupán a 2000. évre számításba vett atomerőművek helyett pl. olajtüzelésű erőműveket építenének, egyedül a kéndioxid hatására bekövetkező szennyezés a toleranciadózist az egész világon sokszorosan túllépné, nem is beszélve a ma már megengedhetetlennek minősített lokális, vagy regionális effektusoktól. Földünk oxigén háztartása szempontjából egyáltalán nem közömbös, hogy atomerőműveknél a hígító levegő mennyisége mintegy milliomodrésze csupán a fosszilis üzemanyagú erőműveknél a füstgázok hígításához felhasznált levegőnek. Ezzel szemben elviselhető hátrányt jelent, hogy a környezet hőszennyezése ma még — legalább is a legelterjedtebb nyomottvizes típusoknál — mintegy 40%-kal nagyobb, mint a korszerű hőerőművek esetében. Mellesleg nagy előnye lehet

még az atomerőműveknek, hogy éppen kisebb környezetszennyező tulajdonságuk folytán nagy városok távfűtésére, esetleg távhűtésére jól alkalmazhatók lesznek, amely esetben elesik a hőszennyezés-többletükből adódó hátrányuk is, sőt a veszteség hő felhasználása kb. $70 \div 80\%$ energiamegtakarítást is hozhat. Nem 100%-osan megoldott kérdés továbbá a kiégett üzemanyagelemek és egyéb radioaktív hulladékok biztonságos tárolása sem. Az idevonatkozó kutatások és kísérletek azonban nagy erővel folynak az egész világon, és ma már kirajzolódnak azok a biztonságos tárolási lehetőségek, amelyek nem technikai problémát, hanem gazdasági feladatot jelentenek. Nem hallgatható el azonban e helyen, hogy a kiégett üzemanyagelemek újrafeldolgozó kapacitása már ma sem elégséges a világon, a hiány néhány éven belül aggasztó méretű lesz, és egyes szakértők szerint a magenergiahasznosítás kiterjesztésének korlátozó tényezője lehet.

6. A fúziós energiatermelés távlatai

Áttérve a fúziós energiatermelésre, az I táblázatban közölt adatokból, valamint az eddig elmondottakból következik, hogy az emberiség energia-gondjainak végső megoldását csak az új, jelenleg még csak elvileg kidolgozott eljárással, egyes könnyű atommagok igen magas hőmérsékleten történő egyesítésével, azaz fúzió útján lehet megtalálni. A kérdés jelentőségét jól érzékelteti, hogy minden vízben — így a tengervízben is — kb. 1:5000 arányban jelen van az a nehézvíz is, ami a fúziós eljárás alapanyaga. Kiszámítható, hogy ennek felhasználásával minden kg közönséges víz energiataralma kb. 300 kg nyersolaj energiataralmával egyenértékű. Az eljárás elvileg ismert, azonban a műszaki megvalósíthatóságot eddig még nem sikerült bizonyítani. Ha ez lehetséges lesz — ami a szakemberek számítása szerint kb. 10 éven belül várható — akkor olyan reaktor szerkezetet lehet majd kezdeni konstruálni, amely abszolút biztonságot nyújt az elvileg is kizárt nukleáris robbanással szemben és, amelynél a reaktortartályban koncentrált radioaktivitás mechanikai meghibásodás esetén sem jelent gyakorlatilag a környezet szempontjából veszélyt. Az üzemszerűen kibocsátott radioaktivitás mennyisége pedig nem nagyobb, mint a hasadási elven működő megreaktoroknál, amely, mint láttuk, elhanyagolható. Az eljárás nem termel olyan nukleáris robbanóanyagot, amilyen a fissionális reaktoroknál az aránylag könnyen kivonható és terrorcselekményekre alkalmas plutónium. Mindeme előnyökkel szemben áll — azon kívül, hogy az eljárás ma még műszakilag nem bizonyított — egész sor nehéz műszaki probléma. Ezek közül csak néhányat sorolunk fel:

— az egyik, legesélyesebbnek tűnő eljárásnál, a termonukleáris fúzió-nál a plazma középponti, nagyságrendben $60 \div 80$ millió K° hőmérsékletét csupán néhány méter távolság választhatja el az összetartó mágneseknek az abszolút nullpontot megközelítő hőmérsékletétől,

— a plazmát összetartó mágneses nyomás létrehozására kb. $50 \div 150$ kG nagyságú térerőre van szükség, miközben az egyes mágnesetekercsek között 100 000 Mp nagyságrendű erők lépnek fel,

— a szerkezeti anyagokat kb. tízszer akkora erősségű intenzív neutron-sugárzás éri majd, mint a hasadási reaktorokban,

— egészen újszerű szerkezeti megoldásokra lesz szükség a plazma fel-fűtése, az új üzemanyag bevezetése, a salaknak számító héliumgáz elvezetése, a reaktor szabályozása és irányítása stb. érdekében.

Más típusú, pl. mágneses tükrös, vagy lézeres fúziós eljárásoknál más nehézségek vannak. De azt hisszük, hogy a csak címszavakkal jelzett problémák is utalnak arra, hogy a fúziós reaktor rendkívül költséges beruházású lesz, várhatóan igen alacsony üzemköltséggel. A mindenképpen nagyhőmérsékletű eljárás révén a plazma-reaktor jól lesz kapcsolható a nagyhőmérsékletű katalizációs elven működő, folyékony hidrogént gyártó művekhez, aminek következtében új, könnyen szállítható és tárolható energiahordozóhoz jut az emberiség. Ez egyrészt elégetésével nem szennyezi a környezetet, másrészt az összenergia-igényeknek a hasadási magenergia útján nem elérhető második felét is hozzáférhetővé teszi az új források számára.

A legújabb szakirodalmi tájékoztatások szerint komoly eredménnyel kecsegtetnek azok a vizsgálatok, amelyek értelmében a fúziós reaktorok fent felsorolt előnyeit a neutronlassító köpenyben elhelyezett urán vagy tórium üzemanyag segítségével hasadóképes anyag- és villamosenergia-termeléssel lehetne kapcsolni. Egy ilyen hibrid reaktorban a fúziós reaktor üzemeltetésének gyakorlati nehézségei lényegesen csökkennének. Mindenesetre jellemző, hogy az olajválság óta ugrásszerűen nőtt a nyugati szakirodalomban a fúziós reaktorok elméleti és gyakorlati kérdéseivel foglalkozó publikációk száma.

7. Összefoglalás

1. Az atommagok energiájának a maghasadás elvén történő hasznosítása a jelenleg ismert, vagy még kifejlesztés állapotában levő eljárások szerint — gazdaságos módon — nem oldhatja meg az emberiség energiagondjait, legalábbis abban az esetben nem, ha az urán és a tórium érckészletek mennyisége nem lesz a jelenleg ismerteknek sokszorososa. De a hasadóképes anyagok rendkívül rossz hatásfokú kihasználása még az utóbbi esetben is az ezen elven működő magenergia hasznosításának korlátokat szabhat. Ahhoz, hogy az ércék hasadóanyag tartalmát jobb hatásfokkal lehessen hasznosítani, a ma kifejlesztés alatt álló tenyészreaktornál lényegesen jobb, valószínűleg elvileg is eltérő típusokat kell megalkotni. Ilyennek ígérkezik a Szovjetunióban kidolgozás alatt álló disszociáló gázhűtésű gyorsreaktor és esetleg az Egyesült Államok nagyhőmérsékletű gázreaktora. Tekintettel azonban a ma világszerte épülő

vagy előirányzott — elsősorban könnyűvízes típusú — reaktorok nagy számára, az átmenet a kedvezőbb tenyészreaktorokra csak aránylag lassú lehet, mert — eltekintve az ipar átállási dinamikájának korlátozott sebességétől — a konverter reaktorokban fejlesztett plutónium felhasználása is kötöttséget jelent. Ennek következtében az anyag hasznosítási foka is csak évtizedek után közelítheti meg az elméletileg elérhető optimumot. Ha eddig az időpontig sikerül az uránércbányászati kapacitásokat felfejleszteni és a feltárt készletekkel kijönni, akkor az ezután létesülő termikus és gyorsreaktorokból álló egyensúlyi atomenergia rendszerekben már elérhető lesz, hogy az uránércnek mennyisége akár évszázadokig is elegendő legyen.

2. Az energiaellátás biztosítása érdekében szükséges erőművi és ezen belül atomerőművi beruházások fejlesztési költségeinek csökkentése megköveteli újabb típusú, a nagyság tekintetében nem korlátozott egységek kifejlesztését. Ilyennek mutatkozik a Szovjetunióban bevezetés alatt álló csatorna típusú víz-grafit reaktor. A hozzátartozó turbina-generátor-egységek párhuzamos fejlesztése szükséges.

3. A magenergia fokozott bevetéséből következő társadalmi hatások közül a nagyközönségnél több országban mutatkozó pszichózis leküzdésén kívül elsősorban a termelt új és diverziós célokra is felhasználható hasadóképes anyagnak, a plutóniumnak biztonságos tárolására, megőrzésére és feldolgozására kell utalni. Az atomerőművekből üzemszerűen kibocsátott radioaktív hulladékok mennyisége nem jelent veszélyforrást, a külső vagy belső sérülés esetén bekövetkező nagymennyiségű radioaktivitás-felszabadulás ellen műszaki eszközökkel kell és lehet védekezni. Ugyancsak megoldható az üzemanyag kiegészése során keletkezett, vagy egyéb módon besugárzott, erősen radioaktív anyagok üzembiztos tárolása. De hangsúlyozni kell e helyen is, hogy az atomenergia rendszerek üzemanyagciklusa, a kiegészett elemek újrafeldolgozása, az új hasadóanyag kivonása, a keletkezett gyenge, közepes és nagy aktivitású hulladékok biztonságos megőrzése, a szállítási és tárolási feladatok stb. méreteiben és minőségileg is egészen új infrastruktúrát követelnek meg, amelynek uralása kis országok számára csak nemzetközi méretekben képzelhető el.

4. A magenergia-hasznosítás új útja, a fúziós energiatermelés kifejlesztése révén az emberiség energiaellátását gyakorlatilag tényleg végtelen hosszú ideig meg lehet oldani. Az eljárás technikai megvalósíthatósága azonban ma még nem bizonyított. Ennek sikere esetében is legalább 3 évtizedre lesz szükség, amíg az első, kereskedelmiileg is hasznosítható fúziós reaktorok megépülhetnek. Addig számos, rendkívül nehéz műszaki problémát kell megoldani. Maga a fúziós erőmű előreláthatóan igen költséges lesz, de üzemanyaga gyakorlatilag elhanyagolható költséggel fog rendelkezésre állni.

Fentieket összefoglalva megállapítható, hogy az energiaigények kielégítése a készletek oldaláról tekintve a távolabbi jövőben nem jelenthet szűk

keresztmetszetet az emberiség életfeltételeinek javulásában. Nem szabad azonban szem elől téveszteni, hogy az energiaellátás céljaira rendelkezésre bocsátandó összegek a nemzeti jövedelem egyre nagyobb hányadát veszik igénybe és ezért az energetika területén továbbra is alapfeltétel marad a céltudatos tervezés és koordináció, beleértve az energiaigényeknek az ésszerű határookra történő korlátozását, tehát a helyes energiagazdálkodást.

Az exponenciálisan növekvő energiaigények műszaki, gazdasági és pénzügyi feltételeinek biztosítása, a szükséges gyártó- és üzemeltető kapacitások mennyisége, a rendelkezésre álló szakemberek száma és nem utolsósorban a környezet veszélyeztetésével szemben megkövetelt biztonság azonban igenis állíthatnak korlátokat az emberiség energiaellátása elé. A feladatok uralása és a nehézségek áthidalása a tudomány dolgozói előtt álló feladatok között talán a legszembetűnőbbek közé tartoznak. Megoldásukhoz az ediginél szorosabb, nagyméretű nemzetközi összefogásra, békés alkotómunkára van szükség a műszaki, természet- és társadalomtudományok egész szélesre vont területén.

FÜGGELÉK

Különböző típusú gyors tenyésztőreaktorok jellemzői

A tanulmányban ismertetett számítások elvégzéséhez szükséges a gyors tenyésztőreaktorok hasadóanyag-gazdálkodás szempontjából legfontosabb jellemzőinek meghatározása. Ezek a jellemzők a következők:

- az első töltetben levő hasadóanyag (Pu) mennyisége,
- az első töltetben levő tenyészanyag (0,2% U^{235}) mennyisége,
- az évi tenyészanyagfogyasztás,
- az évi többlet hasadóanyag termelése (tenyésztési nyereség).

A jelenlegi technikai színvonalon építhető nátriumhűtésű gyorsreaktorok (a-változat) első töltetének becsléséhez célszerű a már üzemelő három demonstrációs erőmű adatait alapul venni. A Szovjetunióban üzemelő 1000 MWth hőteljesítményű gyorsreaktor (BN-350) magja 1170 kg U^{235} vagy 940 kg Pu^{239} hasadóanyagot tartalmaz, a tenyészanyag soványított urán, de mennyisége nem ismeretes [1]. A 600 MWth teljesítményű francia Phenix-reaktor plutónium töltete 1050 kg, amelyben 80% Pu^{239} és 20% Pu^{240} izotóp, a tenyészanyag kb. 25 t soványított urán [2]. A Nagy-Britanniában épült Dounreay-i (PFR) reaktor hőteljesítménye 563 MWth, magjában 950 kg nem közölt izotóppozitív plutónium és 900 kg U^{235} izotóp a hasadóanyag, tenyészanyagként itt is soványított uránt alkalmaztak, amelynek teljes mennyisége kb 16 t [2]. Ha az így kapott értékeket 40% erőműhatásfok figyelembevételével 1000 MWe villamos teljesítményre számítjuk át, akkor a szükséges első töltet hasadóanyag tartalma 2,35 és 5 t között, a tenyészanyag mennyisége 70 ÷ 100 t között változik. A fejlődés iránya a kisebb fajlagos hasadóanyag töltet felé mutat, pl. a rövidesen üzembe kerülő szovjet BN-600 reaktornál már csak kb. 2 t/1000 MWe Pu^{239} izotóp lesz [5]. Minthogy a reaktorban keletkező plutónium 75 ÷ 80% hasadóképes (239-es és 241-es) izotópot tartalmaz, az első töltet teljes plutónium mennyisége 2,5 t/GWe, a tenyészanyag pedig 60 t/GWe értékre becsülhető.

A fejlesztés elképzelhető iránya a hőelvonás módjának és az üzemanyagelemeknek a tökéletesítése útján a neutronfluxus és evvel a fajlagos teljesítmény növelése. Ilyen módon a nátriumhűtésű gyorsreaktorok töltetét optimális esetben kb. felére lehet csökkenteni [4], [5], így a továbbfejlesztett nátriumhűtésű gyorsreaktorok első töltete kb. 1,25 t/GWe plutónium és 30 t/GWe tenyészanyag lehet (b-változat). Hozzávetőleg ugyanekkora első töltettel létesíthetők gázhűtésű gyors reaktorok (hélium [6] vagy disszociáló nitrogénoxid [7] hűtő közeggel), vagyis ugyanezek az értékek használhatók a c-változat esetére is.

Az évenkénti tenyészanyag utánpótlás mértéke a reaktor típusától csak igen csekély mértékben függ, ezért valamennyi típus esetére az irodalomban fellelhető adatok (0,9 t/GWe, [8], 1,25 t/GWe, év [3] és 1,4 t/GWe, év [4]) középértékeként 1,25 t/GWe, év utánpótlással

számolhatunk. Az ismertetett számadatokat a III. számú táblázatban foglaltuk össze a három változat (a, b, c) esetére (3, 4, 5, 6 oszlopok).

Az évente megtermelt többlet hasadóanyag mennyiségét a reaktor tenyésztési tényezője határozza meg, amely döntő mértékben az alkalmazott hűtőközegtől függ. Ennek megfelelően nátriumhűtés („a” és „b” változat) esetére [3] és [8] alapján egységesen 0,17 t/GWe, év értékűre, míg gázhűtés („c” változat) esetén [6] és [7] alapján ennek kétszeresére, azaz 0,34 t/GWe, év nagyságúra becsülhető annak hangsúlyozásával, hogy a tenyésztési tényezőre tényadatok még nem ismertek. A reaktornak a külső ciklus figyelembevétele nélkül számított kettőzési idejét (7. oszlop) az irodalomban közölt hasadóanyagátöltet (3. oszlop) és a becsült tenyésztési nyereség (6. oszlop) hányadosa adja.

IRODALOM

1. Directory of Nuclear Reactors. Vol. VII. Power Reactors IAEA, Vienna, 1968.
2. Directory of Nuclear Reactors. Vol. IX. Power Reactors IAEA, Vienna 1971.
3. PROF. T. H. PIGFORD (U. C. L. A.—Berkeley) magánközlése.
4. F. CONTI ET AL.: Effect of HTRs on Power Plant Installation Policies. The European Nuclear Conference. Paris 1975.
5. V. V. ORLOV U. A.: Wege zur Erzielung kleiner Verdopplungszeiten für schnelle natriumgekühlte Reaktoren mit oxidischem Brennstoff. Kernenergie 18. Jahrgang. Heft 2/1975.
6. SZ. M. FEINBERG: Bűsztrűje gazovűje u tyeplovűje reaktorűrazmnozsyeli. Atomnaja energija. Tom 37. vűp 1.1974.
7. A. K. KRASZIN, V. B. NYESZTERENKO: Novűje vozmozsnosztyi szozdányija gazoohlazsdajeműh bűsztrűh reaktorov sz malűm vremenym ud vojenyija na disszocirujuszej, N₂O⁴. Atomnaja energija Tom 37. vűp 1. 1974.
8. M. VENTRE: L'utilisation du combustible dans les filières nucléaires: comparaison graphique. Revue de l'Energie. Janvier, 1975.

Some Actual Problems of Nuclear Energy Utilization. The paper reviews shortly the following problem groups: 1. What can be the realistic role of nuclear energy in providing energy to the Globe during the next decades, considering also that the ores providing nuclear energy are in relatively short supply? 2. What possibilities are there for restraining the worldwide and steady percentual rise of capital costs? 3. What social effects must be anticipated during the gradual introduction of nuclear energy? 4. What is the real situation in the successfull solution of the basically new way of nuclear energy utilization, the energy production by fusion? — The paper resumes also the most important historical moves of nuclear energy utilization in the most important atomic plants, the nuclear power stations, of the present situation and of the present perspectives for the next period of about 25 years.

Einige zeitgemäße Fragen der Nutzung der Kernenergie. Nach einem kurzen geschichtlichen Überblick beschäftigt sich die Arbeit mit folgenden Problemkreisen: 1. Welche Rolle kann in den kommenden Jahrzehnten, realistisch betrachtet, die Atomenergie in der Energieversorgung der Erde spielen, unter Berücksichtigung der Tatsache, daß die für die Nutzung der Kernenergie in Betracht kommenden Erze verhältnismäßig selten sind? 2. Welche Möglichkeiten stehen zur Verfügung, um den weltweit steigenden Anteil der für die Energieversorgung benötigten Investitionen zu bremsen? 3. Mit welchen gesellschaftlichen Wirkungen muß bei der gesteigerten Einführung der Kernenergie gerechnet werden? 4. Was sind die realen Tatsachen bei der erfolgreichen Lösung des grundlegend neuen Weges der Kernenergienutzung, der Energieproduktion durch Fusion? Die Studie gibt zugleich einen kurzen Überblick über die wichtigsten geschichtlichen Etappen der Nutzung der in den Atomkernen verborgenen Energie in den wichtigsten kernenergetischen Anlagen, den Atomkraftwerken, über die derzeitige Lage und über die für die nächsten ca. 25 Jahre jetzt umschreibbaren Perspektiven.