

# GYORSREAKTOROS ATOMERŐMŰVEK FIZIKAI ÉS TECHNIKAI PROBLÉMÁI

SZABÓ FERENC\*

A gyorszaporító reaktorok alapvető előnyeinek és kockázatainak összefoglalása után szerző ismerteti a gyorsreaktorok fizikájának azokat a vonásait, amelyek eltérőek a termikus reaktorokétól. Vázlatosan kitér a nukleáris biztonság kérdéseire. Összefoglalja az első generációs gyorsreaktorok tapasztalatait és a most épülő demonstrációs atomerőművek szerepét.

## 1. Bevezetés

Korunkban az atomtechnikában vezető országokban erőteljesen folyik a gyorsreaktoros atomerőművek technikai fejlesztése. Ezzel párhuzamosan szenvedélyes vita folyik a gyorsreaktorok hívei és ellenfelei között. A hívek, amint az általában lenni szokott, néha nagyon rózsaszínűre festik a helyzetet, és ezzel könnyen támadható célpontokat adnak az ellenfeleknek. Az utóbbiak közül az egyik a *New Scientist*-ben a következőket írja:

„Végy 1000 kg plutóniumot, tedd bele egy gyorsreaktorba, akkor elegendő villamosenergiát kapsz egy nagy város világításához, s mi több, 20 év múlva 2000 kg plutóniumod lesz. Ezek után ne tessék csodálkozni azon, hogy a politikusok úgy szeretik a gyorsreaktorokat.”

Az idézet jellemző a viták hangnemére, és jellemző arra, hogy ezt a reaktortípust is kíséri egy eufóriás megítélés, amely a fizikai és technikai nehézségeket teljesen figyelmen kívül hagyja.

Lássuk a gyorsreaktorok híveinek érvelését.

A folyékony fémmel hűtött gyorszaporító reaktorok előnyei: 1. a természeti erőforrások jobb kihasználása az elektromos energia termeléséhez felhasznált üzemanyag mennyiségének csökkentése révén; 2. az ökológiai hatások redukálása; 3. jobb ökonómia.

A gyorsreaktorok ökológiai előnyei illusztrálhatók azzal, hogy összehasonlítunk három egyenlő teljesítményű erőművet: egy fosszilis üzemanyaggal működő hőerőművet, egy vízhűtésű termikus reaktort és egy folyékony fémhűtésű gyorszaporító reaktort felépített atomerőművet. 1000 MWe teljesítményre számítva az energiahordozókkal kapcsolatos szállítási volumenek a következőképpen alakulnak:

\* Szabó Ferenc, 1124 Budapest, Levendula u, 6.

## I. táblázat

*Éves érc- és egyéb szállítási volumenek különböző típusú 1000 MWe teljesítményű erőművek esetén*

	Széntüzelésű erőmű	Vizhűtéses atomerőmű	Folyékony fémhűtéses gyorsreaktoros erőmű
Szén t/év	3 000 000		
Térfogat köbméter/év	96 300		
0,25%-os U-érc t/év		52 000	~400
Térfogat köbméter/év		1 130	8,5

A vizes reaktor tehát 86-szor, a gyorszaporító reaktor 11 000-szer kevesebb anyagterfogat megmozgatását teszi szükségessé.

Az erőművek által kibocsátott szennyezések gáz, folyadék, szilárd és hőhulladék formájában jelentkeznek. A gyorszaporító reaktor hőszennyezése 1320 MW, szemben a széntüzelésű erőmű 1570 és a vizes reaktor 2120 MW-jával. A széntüzelésű erőmű naponta többszáz tonna kéndioxid, nitrogénoxid és egyéb égéstermékkel szennyezi az atmoszférát. Az atomerőműveknek ilyen égéstermékei nincsenek, azonban termelnek radioaktív anyagokat, amelyeket hulladékként kell kezelni. Ezeknek az anyagoknak a volumene a szaporító reaktorok esetén magas aktivitású termékekre 5÷6 köbméter/év, alacsony aktivitásszintű termékeknél 300÷600 köbméter/év. A radioaktív hulladékok biztonságos tárolására felhasználható optimális módszereket még ma is vizsgálják ugyan, de nem várható, hogy a kellő biztonságot nyújtó módszer megoldhatatlan technológiai problémákat vet fel.

Röviden ebben foglalható össze a gyorsreaktoros erőművek híveinek véleménye; és mit mondanak ugyanakkor az ellenfelek?

Azt mondják, hogy a gyorsreaktorok kiküszöbölhetetlen tulajdonsága, hogy üzemeltetésük lényegesen veszélyesebb a konvencionális (termikus) reaktorokkal megépített erőművekénél. Továbbá üzemanyag ciklusuk során fegyver-minőségű plutóniumot kell előállítani nagy mennyiségben, és ez a plutónium nem védhető diverziós cselekmények ellen. És végül radioaktív hulladékanyagaik között szerepel maga a plutónium is, amelynek felezési ideje csaknem 1000-szerese a termikus reaktorok hulladékainak zömét kitevő Sr<sup>90</sup>-ének és Cs<sup>137</sup>-ének.

Az ellenfelek szerint tehát a gyorsreaktorok elterjedése súlyos fenyegetést jelent a jelenkor társadalmára, és nagyon veszélyes örökséget hagyományoz utódainknak.

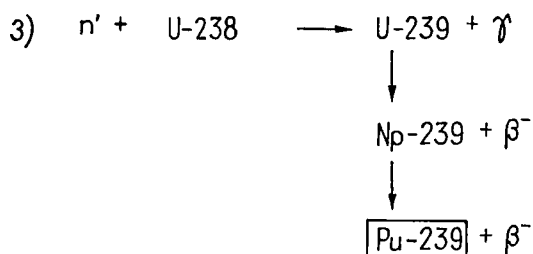
A kérdés körül azért csaphatnak össze ilyen szélsőséges vélemények, sőt emóciók, mert a gyorsreaktorok technikailag még nem értek meg ahhoz, hogy a kételyekre bizonyítékokkal alátámasztott válaszokat kaphassunk. Valószínű, hogy a most következő évtized ezeket a válaszokat megadja.

E bevezetés után röviden vázoljuk azokat a fizikai és technikai sajátosságokat, amelyek a gyorsreaktorokat a termikus reaktoroktól megkülönböztetik, de csak a legfontosabbnak tartott specifikumokra térünk ki.

## 2. Gyorsreaktorok fizikájának alapjai

Minden olyan reaktorban, amely a hasadóképes  $U^{235}$ -ön kívül  $U^{238}$ -at is tartalmaz, az 1. ábrán feltüntetett alapvető magreakciók mennek végbe.

Itt az első magreakcióban az A és B az  $U^{235}$  hasadásából eredő két könnyebb mag, az ún. hasadási termék. ( $\nu$  az egy hasadási aktusban kilépő neutronok száma; ha a hasadást lassú neutron okozza,  $\nu = 2,42$ ). A hasadási reak-



1. ábra. Urán fűtőanyagú reaktorokban végbemenő alapvető magreakciók

ción kívül befogás is lehetséges, ennek során az  $U^{235}$   $U^{236}$ -tá alakul át. Végül: az  $U^{238}$  neutron befogás után két egymást követő  $\beta$ -bomlással  $Pu^{239}$ -cé alakul át. Az első magreakció energiatermelő, a második parazita folyamat, a harmadik pedig — egy neutron elnyelése révén — a nem hasadó  $U^{238}$ -ból  $Pu^{239}$ -et termel. (Megjegyzendő, hogy hasonló folyamat megy végbe az  $Th^{232} - U^{233}$  rendszerben is.) Annak jellemzésére, hogy ez az utóbbi folyamat milyen hatásfokú, a *szaporítási tényező* fogalmát vezették be. Definíciója: a 3. reakcióban keletkezett új hasadó atomok száma, osztva az 1. és 2. reakcióban elfogyasztott hasadó atomok számával.

A szaporítási tényező értéke nyilvánvalóan függ az első két magreakció neutron-mérlegétől, tehát attól, hogy milyen valószínűséggel következik be

egy neutron elnyelése után hasadás, illetve parazita befogás, és függ ezen kívül a  $\nu$ -tól. Ezt a neutronmérleget jellemzi az ún. *neutronreprodukciós tényező*, — az  $\eta$  —, ennek definíciója: az üzemanyagban elnyelt egy neutronra számított hasadási neutronok száma.

Az egyes magreakciók valószínűségét a *hatáskeresztmetszetek* jellemzik. A hatáskeresztmetszetek a neutronnal kölcsönhatásba lépő magok tulajdonságai, és erősen függenek a neutron energiájától. Következésképpen a neutronreprodukciós tényező értéke is energiafüggést mutat. Ezt a tényt használják ki a gyorsreaktorokban. Az  $\eta$  neutronreprodukciós tényezőnek a neutronenergiával való összefüggését a II. táblázat adja meg.

## II. táblázat

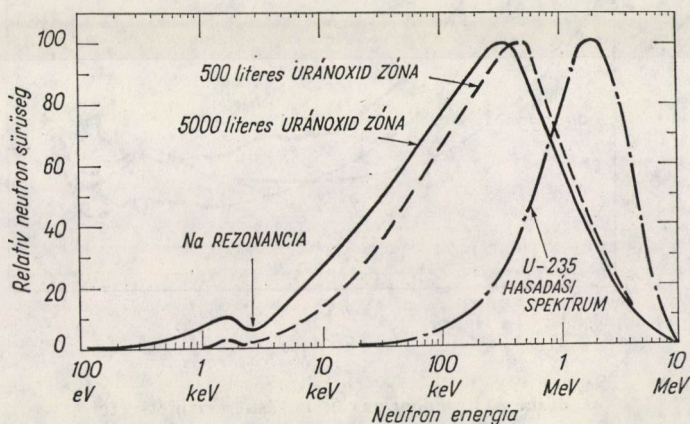
$\eta$  értéke a neutronenergia függvényében  
(közelítőleg  $\pm 0,05$  pontossággal)

Neutronenergia	U <sup>235</sup>	Pu <sup>239</sup>
termikus	2,80	2,08
0,15—0,50 eV	2,06	1,79
0,60—6,00 eV	1,50	1,81
30 keV	1,86	2,01
250 keV	2,21	2,60

Amint a II. táblázatból látható,  $\eta$ -értéke a termikus energiákhoz képest 250 keV-nél lényegesen megnő. A változás a következő okok miatt lényeges: az üzemanyagban abszorbeált egy neutron  $\eta$  hasadási neutron termel.  $\eta$ -ból egy szükséges a láncreakció további viteléhez. Ha új hasadóanyagot akarunk termelni, akkor egy további neutron szükséges U<sup>238</sup>-ban való befogáshoz. Az összes további neutronvesztéséget (szerkezeti anyagokban, hűtőközegben történő parazita befogások, a reaktorból való kiszökés)  $\eta - 2$  neutronnak kell fedeznie. Tehát döntő szerepet az játszik, hogy  $\eta$  értéke mennyivel haladja meg a kettőt. Az  $\eta$ -nak, a táblázatban közölt energia függése lehetővé teszi, hogy gyors neutronokkal működő reaktorokban a szaporítási tényező 1-nél nagyobb legyen. Ez nyújt módot arra, hogy a természetben található uránvagyon teljes egészét hasznosítani tudjuk, nem pedig csak az annak 140-ed részét kitevő U<sup>235</sup>-öt. A gyorsreaktorok tervezői remélik, hogy a szaporítási tényező értéke elérheti az 1,4-et.

Természetesen a termikus reaktorok is konvertálnak U<sup>238</sup>-at Pu<sup>239</sup>-cé, azonban rosszabb hatásfokkal. A szaporítási tényező értéke ezeknél a reaktoroknál 1-nél kisebb, ezeket *konvertereknek* nevezik. A *konverziós tényező* értéke a termikus reaktor típusától függően 0,6 és 0,8 között változik, ami azt jelenti, hogy 1000 g természetes uránból 20 ÷ 50 g-nyi mennyiség energiája hasznosítható.

Mivel a neutronok a hasadóanyagból  $1 \div 2$  MeV átlag energiával lépnek ki, a gyorsreaktort úgy kell megépíteni, hogy az aktív zónában a neutronokat nem lassítjuk le, tehát nem helyezünk el a zónában moderátor anyagot. Ennek révén a hasadást okozó neutronok energiája relatíve nagy lesz. Tipikus gyorsreaktor spektrumokat mutatunk be a 2. ábrán. Amint látható, a neutronok zöme a néhány 100 keV-os energiatartományba esik. Az is látható az ábrán,



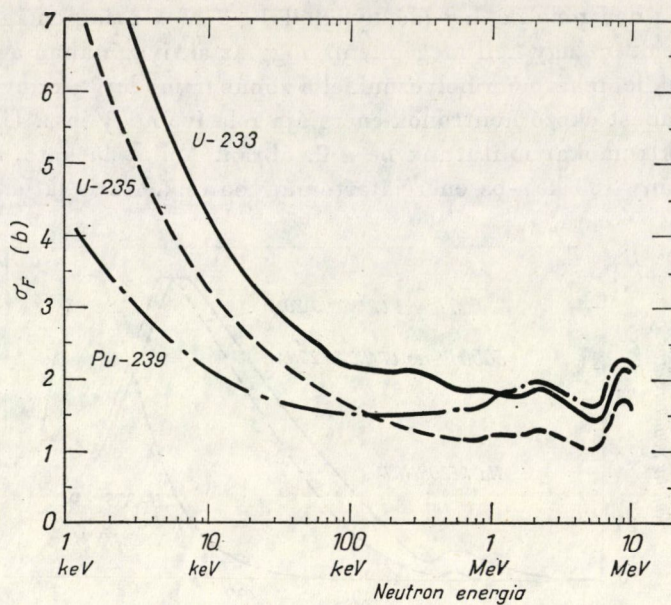
2. ábra. Tipikus gyorsreaktor spektrumok

hogy a hasadási spektrumhoz képest még ezekben a reaktorokban is lényeges eltolódás következik be az alacsony energiák felé, ami annak következménye, hogy a zónában jelenlevő  $U^{238}$ -as magokon a neutronok jelentős rugalmatlan szóródást szenvednek. Következésképpen, minél nagyobb a zóna  $U^{238}$  tartalma, annál lágyabb lesz a neutronok energiaspektruma, ami természetesen nemkívánatos, de elkerülhetetlen jelenség.

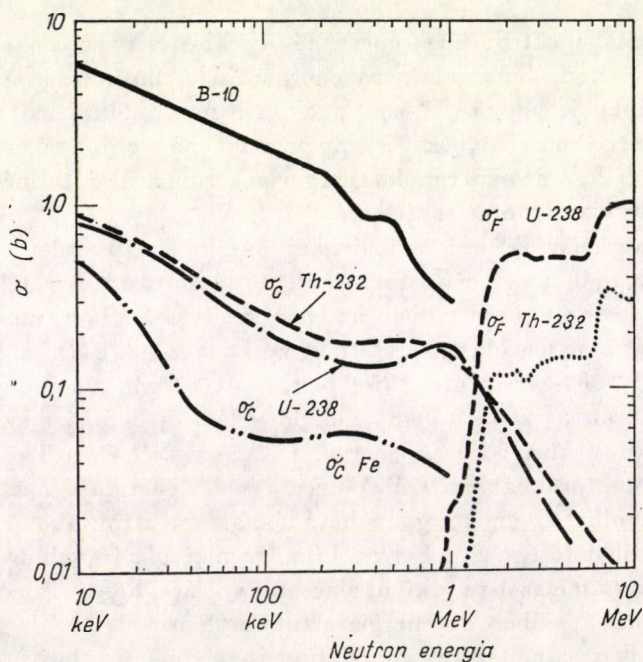
Mivel a gyorsreaktorok fizikai tulajdonságait alapvetően a hatáskeresztmetszetek szabják meg, a legfontosabb hatáskeresztmetszeteket a 3. ábra mutatja be. Látható, hogy abban az energiatartományban, ahol a neutronok zöme található, a hasadási keresztmetszetek a  $2 \div 3$  barn nagyságrendjébe esnek, azaz  $2 \div 300$ -as faktoriall kisebbek, mint a termikus energiákon.

A 4. ábrán a szaporító anyagok hasadási és befogási keresztmetszetei láthatók. 1 MeV körüli küszöbenergia felett az  $U^{238}$  és a  $Th^{232}$  is hasad, és mivel gyorsreaktorokban az 1 MeV-nél nagyobb energiájú neutronok aránya nem elhanyagolható, ennek a gyors hasadásnak a neutron ökonómia szempontjából komoly jelentősége van. Fel kell hívni ezen kívül a figyelmet a  $B^{10}$  abszorpció hatáskeresztmetszet rendkívül alacsony voltára, holott ez az anyag a legerősebb abszorbens ebben az energiatartományban.

A hatáskeresztmetszetek energiatartományának alapján az alapvető fizikai tulajdonságok gyorsreaktorok esetében az alábbiak szerint alakulnak.



3. ábra. A hasadóanyagok hatáskeresztmetszetei



4. ábra. Szaporító anyagok hasadási és befogási hatáskeresztmetszetei

## 2.1 Nagy kritikus tömeg

A hasadási hatáskeresztmetszet direkt összefüggésben van a kritikus tömeggel. Világos, hogy ha kicsi a  $\sigma_f$ , tehát kicsi annak a valószínűsége, hogy egy neutron hasadást okozzon, akkor a térfogatelemen belül több hasadóanyagot kell elhelyezni ahhoz, hogy a kritikus állapot fenntartható legyen. Ezért a gyorsreaktorok kritikus tömege sokkal nagyobb, mint a termikus reaktoroké. A Voronyezs-i típusú, vízzel hűtött és moderált energetikai reaktor kritikus tömege például  $3 \div 4$  kg  $U^{235}$ . Energetikai gyorsreaktorokon a kritikus tömeg az 1000 kg-ot megközelítő tartományba esik. Ennek a körülménynek természetesen súlyos biztonsági konzekvenciái vannak.

Egy gyors kritikus rendszer ugyan nem tartalmaz túl sok hasadóanyagot. Például a *Jesebel*, amely tiszta Pu-ból készült, gömbalakú reflektálatlan reaktor, a világ legegyszerűbb reaktora. Nem tartalmaz mást, mint hasadóanyagot. Kritikus tömege 16,3 kg, átmérője 11,8 cm.

Ezt az egyszerű szerkezetet azonban reaktorfizikai szempontból nagyon el kell rontani annak érdekében, hogy energiatermelésre alkalmas berendezés keletkezzék belőle. Az energetikai gyorsreaktorok ugyanúgy rúd-alakú fűtőelemekből épülnek fel, mint termikus rokonaik, azonban gyorsreaktorok esetében a heterogén — fűtőelemekből és hűtőközegekből álló — szerkezetet nem reaktorfizikai megfontolások, hanem a hőátadás szempontjai diktálják. Az ilyen módon „elrontott” szerkezet kritikus tömege a tömör gömbreaktoréhoz képest  $50 \div 100$ -szorosára növekszik.

## 2.2 Folyékonyfém hűtés

Mivel a beépített hasadóanyag mennyisége nagy és a térfogat viszonylag kicsi, gazdasági okokból a térfogat-egységre eső teljesítménynek is nagynek kell lennie ( $0,5 \div 1$  MW/l). Ezért nagyon hatékony hűtőközeg alkalmazása szükséges, és bár lehetséges gáz-, vagy gőzhűtés használata is, a legtöbb gyorsreaktorban folyékony fém-hűtőközeget alkalmaznak. A legjobban erre a célra a folyékony nátrium alkalmas. Nátriummal biztosítani lehet a jó hőátadást, viszonylag kevésbé lassítja a neutronokat, forráspontja magas ( $883$  °C) és relatíve olcsó.

A nátriumhűtés azonban speciális követelményeket is támaszt a hőátadási rendszerrel kapcsolatban: a viszonylag magas olvadáspont —  $98$  °C — miatt az összes csöveket, szerelvényeket, szivattyúkat, tartályokat fűtéssel kell ellátni, hogy a reaktor indítása, illetve a karbantartási munkák alatt a nátriumot folyékony állapotba lehessen hozni. Légfűtést, vagy elektromos fűtést, vagy a kettő kombinációját alkalmazzák.

Annak elkerülése érdekében, hogy egy esetleges csőtörés során a nátrium-víz kémiai reakció termékei be ne kerülhessenek a zónába, az első hűtőkör és a víz hűtőkör közé egy közbülső nátrium hűtőkör alkalmazása is szükséges.

A szerkezeti anyagoknak kompatibiliseknek kell lenniök a nátriummal. Legjobban erre a célra rozsdamentes nikkkel-króm acélok felelnek meg.

Mivel a folyékony nátrium üzemi hőmérséklete gyorsreaktorokban mintegy 300 °C-al a forráspont alatt van, ezért a nátriumkörök kisnyomású rendszerek (általában 10 atm). Biztonsági szempontból a nyomottvizes termikus reaktorokhoz képest ez kétségtelenül nagy előny, mivel a tárolt mechanikai energia kicsi.

### 2.3 *Tenyésztő köpeny és reflektor*

A gyorsreaktorok aktív zónája relatíve kicsi, következésképpen a neutronkiszökés a zónából nagy. A kiszökő neutronokat a szaporító anyagokból ( $\text{Th}^{232}$ ,  $\text{U}^{238}$ ) kiképzett köpeny reflektálja, illetve nyeli el. Ebben a köpenyben képződik az új hasadóanyag egy része, a másik része természetesen magában a fűtőelemben.

### 2.4 *Hasadási termékek*

Az abszorpciós hatáskeresztmetszetek nagy energiákon viszonylag kicsinyek (a viszonyítás mindig a hasadási keresztmetszetre történik). Következésképpen gyorsreaktorokban a hasadási termékek nem képeznek olyan reaktormérgeket, mint amilyenek termikus reaktorokban a xenon és a samarium.

### 2.5 *Szabályozó rudak*

Termikus reaktorokban a bór és a kadmium nagy abszorpciós hatáskeresztmetszete miatt nagyon vékony szabályozó rudak is igen effektívek. Mivel nagy neutron energiákon hatékony abszorbens anyag nincs, problematikus a szabályozó rudak megválasztása. Kisméretű gyorsreaktorokban, ahol a neutronkiszökés tetemes, a reflektor egyes elemeinek elmozdításával is csökkenthető a reaktivitás és természetesen fűtőelemeknek a zónából való eltávolításával is. A jelenlegi trendek alapján úgy látszik, hogy végülis mozgatható fűtőkötegek és  $\text{B}^{10}$ -karbidból készült szabályozó rudak kombinációja terjed el.

### 2.6 *Biztonság*

A technika általában és így a reaktortechnika is, egy adott szempontból optimális szerkezet létrehozását tűzi ki célul. Mint ismeretes, a termikus reaktor tervezésének alapelve a kritikus tömeg minimalizálása. Mivel egy reaktor tömege annál kisebb, minél nagyobb az üzemanyag hasadási hatáskeresztmetszete, termikus reaktorokban a moderátor és a hasadóanyag relatív koncentrációját és a geometriai elrendezést úgy választják meg, hogy a hasadásban keletkező gyors neutronokat a lehető legközelebb vigyék a termikus energiákhoz. A minimális kritikus tömeget reprezentáló szerkezettől csekély mértékben



ugyan eltérnek a biztonság növelése érdekében, és energetikai termikus reaktorokba a kritikus tömeg sokszorosát építik be annak érdekében, hogy a kinyerhető energia mennyiségét a mintegy 10 hónapos üzemeltetési időre biztosítsák. Ez azonban nem változtat azon a tényen, hogy a kritikus állapot szempontjából egy termikus reaktor „jól rendezett” rendszer.

Gyorsreaktorokon a tervezési alapelv az optimális neutron ökonómiára való törekvés. Ennek elérése érdekében fel kell áldozni a „minimális kritikus tömeg” elvét, és ennek természetesen biztonsági konzekvenciái vannak. A termikus reaktorokkal ellentétben a gyorsreaktor aktív zónájában üzemzavar során bekövetkezhetik olyan változások, amelyek a rendszert a kritikus állapot szempontjából jobban rendezett állapot felé viszi, tehát növeli a reaktivitást.

A termikus és gyors rendszerekben a neutronok energiaspektrumát különböző mechanizmusok alakítják ki. Termikus reaktorokban a hasadások túlnyomó többségét a moderátorral hőmérsékleti egyensúlyba jutott neutronok váltják ki. Más szóval itt egy igen nagy hőkapacitású rendszer hőmérséklete determinálja — mintegy alulról megtámasztja — a spektrumot. Gyorsreaktorban a spektrumnak nincs ehhez hasonlítható biztos mechanizmusa, a hőmérséklet alig játszik szerepet, a spektrumot az anyagi összetétel szabja meg. Ezért az anyagi összetételnek például üzemzavar következtében előállott változásaira a spektrum és ezen keresztül a hatáskeresztmetszetek érzékenyen reagálnak. A biztonsági analízis szempontjából a gyorsreaktorok spektrális változásai igen gondos elemzést kívánnak, mivel a legtöbb esetben olyan jelenségek komplexumáról van szó, amelyek egymással ellentétes előjelűek.

A biztonságot befolyásoló konkrét tényezők gyorsreaktorok esetében is ugyanazok, mint a termikus rendszerekben: a prompt neutron élettartam, a késő neutronhányad, a Doppler-tényező, visszacsatolási effektusok a nukleáris és hőtechnikai folyamatok között, a szerkezeti hatások és így tovább. Ezek részletes taglalására nincs mód, de annak érzékeltetésére, hogy milyen különbségek lépnek fel a két rendszer között, vázolni kell a hűtőközeg-vesztésnek a biztonságra való hatását.

### 2.7 Hűtőközeg-vesztés

Gyorsreaktorok biztonsági analízise szempontjából igen nehéz probléma annak a baleseti szituációnak az elemzése, amely a hűtőközeg elvesztésével jár. Nyomottvizes reaktorokban a hűtőközeg jelenléte a lassítási tulajdonság miatt egyértelműen pozitív reaktivitás-tényezővel jár együtt. Ezért a hűtőközeg eltávolítása a zónából egyértelműen a reaktor leállításához vezet. A reziduális hő ugyan megoldaszthatja ebben az esetben is a fűtőelemeket, de szuperkritikus megfűtés nem fordulhat elő. Gyorsreaktorokban azonban a nátrium eltávozása a rendszerből nagyon könnyen növelheti a reaktivitást. Ennek több különböző oka van, vázlatosan az alábbiak.

Reaktorfizikailag a nátrium jelenléte a gyorsreaktor zónában két hatástól áll: egyik a neutronok szórása, a másik a neutronok energiájának csökkenése a szórás révén. A neutronoknak a nátrium-magokon való szóródása fizikailag azt jelenti, hogy a reaktorból való kiszökés csökken, tehát a nátrium mint egyfajta belső reflektor hat. Így, hogyha a nátriumot eltávolítjuk, ez egyrészt csökkenti a reaktivitást, több neutron szökik ki a zónából.

Ugyanakkor azonban, ha ez a szórás megszűnik, akkor ez azzal is jár, hogy a neutronspektrum a magasabb energiák felé tolódik el. Ennek következtében viszont a reaktivitás növekszik, mivel nő a hasadási hatáskeresztmetszet a befogási hatáskeresztmetszethez képest a hasadóanyagban és ugyanakkor nő az  $U^{238}$ -ban végbemenő gyors hasadások száma, mivel több neutron kerül az  $U^{238}$  hasadási küszöbenergiája fölé. Így végül is attól függően, hogy a gyorsreaktor zónájának nagysága és alakja milyen, az eredő effektus lehet pozitív is, negatív is. Pl. egy olyan zónában, amelyben a kiszökés nagy, a nettó effektus negatív lehet és vice-versa. Ezek a nehézségek nagyon bonyolult számítási problémák megoldását és a reaktivitás együtthatók nagyon gondos analizisét követelik meg. Vízzel moderált termikus reaktorokban a biztonsági analizis korántsem ilyen bonyolult.

### 3. Technológiai bázis

#### 3.1 Az első kísérletek eredményei

A nukleáris ipar több mint 20 éve dolgozik a folyékonyfém hűtésű gyors-szaporító reaktorok fejlesztésén. A III. sz. táblázat mutatja be a világ első gyorsreaktorait. Ezeknek az első reaktoroknak fontos szerepük volt a fizikai és technológiai problémák tisztázásában. Ezeken a reaktorokon kívül a gyors

#### III. táblázat

*Az első folyékonyfém hűtésű gyorsreaktorok*

Ország	Reaktor	Reaktor teljesítmény termikusMW	Fűtőanyag típus	Hűtőközeg	Üzembehelyezés időpontja
USA	Clementine	0,025	Plutónium-fém	Hg	1949
USA	EBR-1 tengeralattjáró	1,2	Urán-oxid	Na-K	1945
USA	SIG prototípus	—	Urán-oxid	Na	1955
USA	Sea Wolf, S2G	—	Urán-oxid	Na	1956
USA	Enrico Fermi	430	Urán-fém	Na	1966
USA	EBR-2	62,5	Urán-fém	Na	1965
USA	Sefor	20	Urán-Pu oxid	Na	1969
SzU	BR-1	0	Pu fém	—	1955
SzU	BR-2	0,1	Pu fém	Hg	1956
SzU	BR-5	5	Pu oxid és karbid	Na	1959
Anglia	Dounreay	72	Urán-fém	Na	1963
Franciao.	Rapsodie	20	Urán-Pu oxid	Na	1967

kritikus rendszerek és a nátrium hűtésű kísérleti hurkok is értékes információkat adtak. Az első reaktorok üzemanyaga fém-urán, vagy plutónium volt. Alacsony hőmérsékleten, alacsony határfokkal dolgoztak, ennek ellenére feladatukat teljesítették.

Három jelentős üzemzavar történt: Az *EBR-1* reaktor-zóna olvadása, az *Enrico Fermi* reaktor részleges zóna-olvadása és a *Dounreay* reaktor primer hűtőkörének meghibásodása. Mindhárom esetben teljes rekonstrukció történt a balesetek után, és a reaktorokat újra üzembe helyezték. Személyi sérülés egy esetben sem történt.

Az *EBR-1* reaktor esetében pozitív reaktivitás teljesítménytényezőt találtak, amely stacionárius állapotban az operátorok számára nem okozott problémát. Egy tranziens vizsgálatakor azonban a pozitív visszacsatolás következtében a reaktorteljesítmény olyan szintet ért el, hogy a zóna megolvadt. A kutatások kimutatták, hogy a pozitív teljesítménytényezőt a zóna hőhatásra bekövetkezett torzulása okozta. Ezt a tulajdonságot a későbbi zónáknál kiküszöbölték.

A *Dounreay* gyorsreaktor megindulása után 4 évvel a primer nátriumkörben teljes teljesítményen lyukadás keletkezett, egy hegesztési varrat nem kielégítő minősége miatt. A környezet magas radioaktív szintje ellenére ideiglenes biológiai védelem felhasználásával a varratot sikerült megjavítani és a reaktort újra üzembe helyezni.

Az *Enrico Fermi* reaktornál teljesítményen történő üzemelésnél egy cirkonium terelőlemez a zóna környékén eltört, és a hűtőcsatornák egy részében a hűtőközeg áramlást leblokkolta. A hiba okának felderítése után speciális szerszámokat terveztek, amelyek segítségével eltávolították a zóna megsérült részét (két fűtőelemköteg megolvadt), és 4 évvel a baleset után a reaktort újra üzembe helyezték. (Pénzügyi nehézségek miatt 1972 végén a reaktor további üzemeltetését megszüntették).

Bár az ilyen balesetek nemkívánatosak, nem lehet túlbecsülni értéküket sem, mivel demonstrálták, hogy veszélyes biztonsági konzekvenciák nem léptek fel. A megolvadt üzemanyag és a nagy mennyiségű hasadási termék okozta magas radioaktivitási szint mellett a hibát ki lehet javítani.

Több gyorsreaktoron fellépett olyan probléma, amely a nátrium-hűtéssel kapcsolatos. A nagy üzemi hőmérséklet és a nátrium kitűnő hőátadási tulajdonsága miatt egyes alkatrészekben nagy hőmérsékleti gradiensek léptek fel, amelyek mechanikus torzulást okoztak, ha a tervezéskor erre a körülményre nem figyeltek. A *Rapsodie* reaktoron például egy ilyen effektus következtében eltorzult egy olyan alaplemez, amelyen a szabályozó-rudak voltak átvezetve. A *SEFOR* reaktoron a reaktor felső részében fellépő áramlási turbulencia miatt a nátrium-szint a tervezettnél magasabb nívóra emelkedett. Ennek következtében megváltozott a felső tartályperemben a hőmérséklet eloszlás és az indítás és leállítás következtében fellépő melegítési és hűtési ciklusok

végül is a tartály plasztikus deformációjához vezettek. A problémát az indítási és leállítási programok megváltoztatásával oldották meg. *Dounreay*-ban fedeztek fel egy olyan effektust, amelynek kihatásait tekintetbe kell venni az összes gyorsreaktor konstrukciókon. Ez az effektus a besugárzás által keltett acél-duzzadás. Kísérleti besugárzások során 7%-os térfogatnövekedést is tapasztaltak. Az effektus 1967-ben történt felfedezése óta nagy erőfeszítéseket tesznek a jelenség pontos megértésére és a tervezésben való figyelembevételére. Az effektus lényege: a nagyenergiájú neutronsugárzás miatt nagy az  $(n, \alpha)$  reakciók gyakorisága és a rácssérülések száma is. Úgy látszik, hogy az  $(n, \alpha)$  reakciók során keletkezett héliummagokon a vakanciák kondenzálódnak és a rácspann — átlagosan 1000 Å<sup>o</sup>-nyi átmérőjű — buborékok keletkeznek.

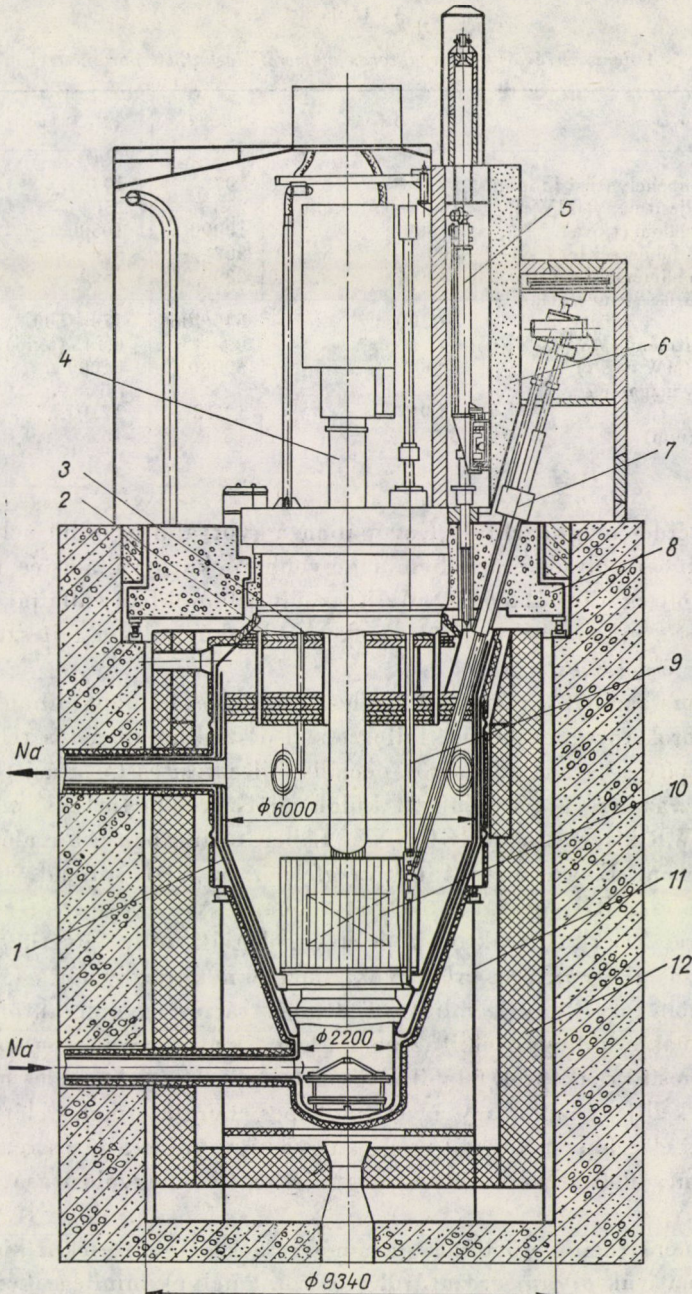
Általában az elsőgenerációs reaktorok által szolgáltatott fizikai tapasztalatok jók voltak. Ennek oka részben a zéró-reaktorokon végzett nagyszabású kísérletsorozat, részben az a nagy nemzetközi erőfeszítés, amely a hatáskeresztmetszetek pontossá tétele és a számítási módszerek tökéletesítése tekintetében folyt. Nehézségek merültek fel azonban a reaktivitás teljesítménytényezőjének analízisében. A már említett EBR-1 zóna-olvadást is ennek a jelenségnek a tisztázatlansága okozta.

Az elsőgenerációs gyorsreaktorok tapasztalatait a következőkben foglalhatjuk össze:

- a) nátrium-hűtésű gyorsreaktorok tervezése üzembiztos és biztonságos rendszereket eredményezhet;
- b) a Doppler-effektus ténylegesen betölti az inherens prompt lezárási mechanizmus szerepét;
- c) megbízható nátrium-szivattyúkat, hőkicszerelőket és más komponenseket lehet tervezni, habár nagy reaktoregységek esetén a hőcserélők megbízhatósága még nem bizonyított;
- d) a nátrium relatíve magas üzemi hőmérséklete és jó hőátadási tulajdonsága külön figyelmet igényel, hogy hődilatáció okozta deformációkat el lehessen kerülni.

#### 4. A demonstrációs erőművek szerepe

A IV. sz. táblázat mutatja be a jelenleg építés alatt álló gyorsreaktorokat a tervezett üzembehelyezési időponttal. (Az 5. sz. ábrán a BN-350 jelű gyorsreaktor hosszmetsete látható.) A táblázatból kitűnik, hogy a megközelítési mód az Egyesült Államokban óvatosabb, az európai országok nagyobb ökonómiai kockázatot vállalnak szaporító rendszerek gyorsabb kifejlesztése reményében. A kommerciális gyorsszaporító reaktortípus kifejlesztése ugyanis alternatív stratégiák útján valósítható meg. Az alternatívák a komponensek nagyságára, a vállalt költségekre, a várható kockázatra, az alkalmazott technológia fejlettségére és a kommerciális típus üzembehelyezési határidőire vonat-



5. ábra. BN-350 reaktor hosszmetsete

1 — reaktortartály; 2 — nagy forgó fedél; 3 — kis forgó fedél; 4 — a szabályozó és biztonsági rendszerek mechanizmusát magábfoglaló központi oszlop; 5 — fűtőelem-továbbító mechanizmus; 6 — újratöltő tartály; 7 — töltő-ürítő lift; 8 — felső beépített védelem; 9 — áttöltő mechanizmus; 10 — zóna; 11 — tartómechanizmus; 12 — oldalvédelem

## IV. táblázat

*A demonstrációs gyorsreaktoros atomerőművek főbb paramétereit*

Megnevezés	BN-350	Phenix	PFR Dounreay	BN-600
Tervezett üzembehelyezési időpont	1972	1973	1973	1976
Elektromos teljesítmény (MWe)	150 + sóatlanítás	250	250	600
Hűtőközeg forgalom (t/óra)	14000	10000	10500	24000
Reaktor kilépő hőmérséklet (°C)	500	562	560	520
Max. fűtőelem hőmérséklet (°C)	1840	2300	1500	—
Teljesítménysűrűség csúcs/átlag (kW/l)	—/500	646/406	770—500	840/550
Fajlagos teljesítmény (MW/kg Pu)	—	0,604	0,143 (oxid)	—
max. kiegészítés (MW nap/t)	50000	50000	61000	100000
Reaktortartály magasság/átmérő (m)	13,9/6	12/12	12,8/12,3	—
Falvastagság (mm)	30	15	16	—

koznak. A kérdés megközelítése Európában, a gyorsabb üzembe helyezés és az alacsonyabb összköltség érdekében, a nagyobb kockázatvállalás és a magasabb fejlesztési költség irányába megy. Az Egyesült Államokban vállalják a hosszabb határidőt és a magasabb összköltségeket, a kockázat és a fejlesztési költség csökkentése érdekében.

A gyorszapóító reaktorok fejlesztési terve fő vonásaiban hasonlít a vizes reaktorok történetéhez. A fejlesztés első stádiumában kis teljesítményű reaktorok építése és az ezt kísérő speciális fejlesztési és kutatási tevékenység jellemző. Ez az erre a célra épített külön rendszereken történt, mint például volt az EBWR kísérlet az ARGONNE Laboratóriumban a forralóvizes reaktorok esetében. E korai reaktorok megfelelői: az EBR sorozat az Egyesült Államokban és a BR sorozat a Szovjetunióban.

E korai kísérleti reaktorok és technológiák után következtek a nagy demonstrációs víz-reaktoros erőművek, amelyeknek megfelelői a IV. sz. táblázatban közölt folyékony fémhűtésű demonstrációs gyorsreaktorok. Ennek a generációnak elsődleges célkitűzése az, hogy demonstrálja a modern technológiát hasznosító reaktorok felépíthetőségét és az energiatermelés megbízhatóságát. Meg kell jegyezni, hogy a versenyképes energiatermelés elérése további technológiai előrelépést követel meg és ugyanúgy, mint a vizes reaktorok esetében történt, 1000 MWe körüli egység teljesítmény megvalósítását teszi szükségessé.

A demonstrációs erőművek paramétereinek áttekintésekor kiderül, hogy itt az alternatívák olyan sorozatáról van szó, amelyek mindegyikének éppúgy vannak előnyei, mint hátrányai. Nem világos egyelőre, hogy kialakul-e ezekből egy legjobb kommerciális erőmű típus, vagy pedig itt is megismétlődik a vizes reaktorok története, ahol a nyomottvizes és a forralóvizes típusok egyaránt helyállnak, noha alapkonceptiójuk egymástól erősen eltér.

A demonstrációs erőművektől *várható*, hogy

a) a tervezés során az egyes alternatívák költségkihatásait meg lehet ítélni, mert végül is el kell készíteni a teljes komplexum műszaki tervét;

b) a szigorú követelményeket kívánó gyártásban és üzemeltetésben gyakorlati tapasztalatokat lehet szerezni;

c) az engedélyezési eljárás megköveteli egy biztonsági követelményrendszer felállítását, az üzemeltetési tapasztalatok pedig választ adnak arra, hogy ez a követelményrendszer valóban jó volt-e;

d) a demonstrációs program rámutat arra, hogy hol hiányosak még az ismeretek, ezáltal orientálja a kutató és fejlesztő munkát;

e) az üzemeltetés új információkat ad a karbantartás, és az aktív zóna anyagainak besugárzás alatti viselkedése szempontjából.

A demonstrációs erőművektől nem várható viszont, hogy

a) gazdaságosak lesznek,

b) egyetlen optimális konstrukciót eredményeznek (PWR—BWR analógia),

c) önmagukban demonstrálni fogják az 1000 MW-os nagyságrendbe eső rendszerek műszaki és gazdasági teljesítőképességének végső hatásait. Ezt alátámasztja például a fűtőelem-gyártási költségek átalakulása:

A nagyteljesítményű gyorserőmű-rendszer fő vonzó ereje a potenciálisan alacsony üzemanyagciklus költség. Idevonatkozó tanulmányok szerint ezt a költséget 1 mill/kWó alá lehet vinni a technológia jelentős fejlesztése nélkül. Ez a költségszint akkor érhető el, ha a fűtőelem-gyártási költség 500 \$/kg alá kerül. Ez a nagyságrend viszont évi 100 ÷ 200 t kapacitású fűtőelem gyárat feltételez, ami minimum  $5 \times 1000$  MWe teljesítőképességű erőművi rendszerrel konzisztens.

Becslések szerint nagyságrendileg 100 erőmű-év kumulatív üzemeltetési tapasztalat szükséges ahhoz, hogy a demonstrációs erőművek utáni generáció rendelkezésre állási tényezője 90%-nál jobb legyen. A világ összes demonstrációs erőműveit tekintetbe véve, a 100 erőmű-év tapasztalatai az 1980-as évek elején fognak rendelkezésre állni, természetesen csak abban az esetben, ha az információcsere jó lesz.

## 5. A biztonság kérdése

Ami a gyorsreaktorok technikai biztonsági kérdéseit illeti, összefoglalás-ként megállapítható, hogy ezeket a szakemberek minden bizonnyal meg fogják oldani bármilyen újszerűek legyenek is, mivel eddig még minden ilyen kérdést megoldottak. A gyorsreaktorok esetében egyszerűen figyelembe kell venni azt a körülményt, hogy termikus reaktorokkal szemben a biztonsági problémák kisebb része bízható rá az inherens tulajdonságokra, és több kérdést magával a konstrukcióval kell megoldani.

Kissé más a helyzet a nyugati szaksajtóban és most már a napi sajtóban is egyre nagyobb vitákat kiváltó adminisztratív biztonsággal kapcsolatban. Egyes körök azt állítják, hogy a gyorsreaktorok és a környezetükhöz tartozó fűtőelem ciklus berendezései nem lesznek védhetők diverziókkal szemben. Nem lehet megakadályozni — mondják — hogy a fűtőelemciklus adott pontjaiból ne lophassanak plutóniumot tartalmazó hasadóanyagot, amelyből a plutónium viszonylag egyszerű eszközökkel kivonható és belőle „házilag” atombomba készíthető.

A bevezetőben említett *New Scientist* cikk szerint az emberiségnek jelenleg legalább 4 olyan csoportja van, amelynek érdekei fűződnek egy ilyen „Do it yourself” bomba létrehozásához. Ezek: az atombombával nem rendelkező kormányok, a terrorista csoportok, a bűnügyi szervezetek és az örültek. (Ezek a kategóriák nem zárják ki egymást, mondja a cikk). A cikk szerint még egy teljes egyensúlyban levő világtársadalomban is politikai kockázat lenne a gyorsreaktorok nagymérvű elterjesztése.

#### IRODALOM

1. HUMMEL, H. H., OKRENT, D.: Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors, American Nuclear Society 1970.
2. GRAHAM, J.: Fast Reactor Safety, Academic Press 1971.
3. Advances in Nuclear Science and Technology, Vol. 4., Academic Press, 1968.
4. KAZACHKOVSKY, O. P.—LYTKIN, V. B.: Fast Power Reactors, *Atomic Energy Review*, 3, IAEA 1965,
5. LEIPUNSKY, A.: Nuclear Power System and their Technical Potentialities, *Atomic Energy Review* 4. Commemorative Issue, IAEA 1966.
6. DAVEY, W. G.—REDMAN, W. C.: Techniques in Fast Reactor Critical Experiments, Gordon and Breach Science Publishers, 1970.
7. BARNARD, J. et al.: Development of the Commercial Breeders, *Nuclear News* December 1972, January 1973.
8. CAWTHORNE, C.—FULTON, E. J.: Voids in Irradiated Stainless Steel, *Nature* 216 (1967), 575.
9. GILBY, E.: Breeder Reactors — design for Safety, *New Scientist* 57 (1973), 418.
10. TINKER, J.: Breeders: Risks Man Dare Not Run, *New Scientist* 57 (1973), 473.
11. KENWARD, M.: Nuclear Establishment at the Watershed? *New Scientist* 57 (1973) 539.

**Die Physikalischen und technischen Probleme von Atomkraftwerken mit Schnellreaktoren.** Nach Zusammenfassung der grundlegenden Vorteile und der Risiken von schnellen Brutreaktoren bespricht der Verfasser die von jenen der thermischen Reaktoren abweichenden physikalischen Eigenschaften der Schnellreaktoren. In großen Zügen geht er auch auf Fragen der nuklearen Sicherheit ein und faßt die Erfahrungen mit den Schnellreaktoren der ersten Generation und die Rolle der jetzt im Bau befindlichen Demonstrationskraftwerke zusammen.

**The Physical and Technical Problems of Atomic Power Stations with Fast Reactors.** After resuming the basic advantages and risks of the fast breeder reactors the author discusses the differences between the physics of fast reactors and of thermal reactors. He also deals with problems of nuclear safety. He sums up the experiences with the first generation of fast reactors and the role of the demonstration atomic power plants now being built.