



ORSZÁGOS MŰSZAKI INFORMÁCIÓS
KÖZPONT ÉS KÖNYVTÁR

Belső használatra!

Gácsi László

A CSERNOBILI ATOMERŐMŰ-BALESET

Lehetséges okok és következmények

1986

TARTALOMJEGYZÉK

	oldal
BEVEZETÉS	1
1 AZ ATOMENERGETIKA JELENLEGI HELYZETE	5
1.1. A nukleáris üzemanyagkészletek értékelése	5
1.2. Az atomenergiatermelés alakulása	9
1.3. Az atomerőművek típusok szerinti megoszlása	12
2 AZ ATOMERŐMŰVEK BIZTONSÁGI KÉRDÉSEI	15
2.1. Az atomerőművek biztonságáról általában	15
2.2. Belső (inherens) biztonsági garanciák	16
2.3. Különböző berendezések és rendszerek aktív működtetését feltételező biztonsági garanciák	23
2.4. A környezeti hatásokat megelőző, csökkentő rendszer	25
2.5. Az emberi tényező szerepe a biztonságos üzemelte- tésben	28
2.6. Az atomerőművek biztonsági elemzése	29
3 AZ RBMK REAKTORTIPUS BIZTONSÁGÁNAK ELEMZÉSE	34
3.1. A telephely	34
3.2. Az RBMK-1000 blokkok műszaki ismertetése	36
3.3. Az RBMK rendszer reaktora, nukleáris jellemzők	42
3.4. Az RBMK reaktor belső (inherens) biztonságának értékelése	46
3.4.1. A reaktivitás tényező	46
3.4.2. Lehetséges kémiai reakciók a reaktoron belül	50
3.5. A belső biztonságot kiegészítő egyéb biztonsági garanciák értékelése	53
3.6. Üzemzavari lokalizációs rendszer	57
3.7. Kivitelezés és üzemeltetés minősége	59
3.8. Következtetések	61

	oldal
4 MI TÖRTÉNHESETT A CSERNOBILI ATOMERŐMŰBEN?	64
4.1. A rendelkezésre álló információ	64
4.2. A lehetséges kiváltó okok	66
4.3. A lehetséges eseményláncok	68
4.4. Megtörténhet-e ez más reaktor típusoknál is?	72
5 A CSERNOBILI ATOMERŐMŰ-BALESET KÖRNYEZETI HATÁSAI	74
5.1. Általános áttekintés	74
5.2. A kibocsátott radioaktív izotópok összetétele és időbeli változása	74
5.3. A meteorológiai tényezők hatása a kibocsátott radioaktív anyagok szétterjedésére	79
5.4. A kihullás mértéke	86
5.5. A várható sugárbiológiai következmények	91
6 A TÖMEGTÁJÉKOZTATÁS ÉS A KÖZVÉLEMÉNY REAGÁLÁSA	94
7 A CSERNOBILI ATOMERŐMŰ-BALESET TANULSÁGAI ÉS LEHETSÉGE KÖVETKEZMÉNYEI	99
7.1. Tanulságok és várható következmények a műszaki megoldások és a biztonságtechnika területén	99
7.2. Várható pénzügyi, gazdasági hatások	101
7.3. Várható hatások az atomenergetikai programokra	102
7.4. Hatás a nemzetközi kapcsolatokban és együttműködésben	104
IRODALOM	107

BEVEZETÉS

A hagyományos energiahordozó készletek végesek, felhasználásuk különböző iparágakban nélkülözhetetlen. Világszerte folyik a vita a helyettesítő energiahordozók tekintetében. Sokan úgy látják, hogy ezek között kiemelkedő szerepet kell kapniok a nukleáris üzemanyagkészleteknek, mert felhasználásuk nélkül egyetlen ország sem tudja megoldani egyre növekvő energiaszükségleteinek kielégítését. Napjainkig az atomenergiahasznosításnak maghasadáson alapuló változata valósult meg az atomreaktorokban, ill. az ezekkel épített atomerőművekben. Ezen az úton parányi anyagmennyiségből fantasztikus nagyságú energiákat szabadítanak fel, amit az emberi tudás fejlődése tett lehetővé.

Olyan ez egy kicsit, mintha mesebeli szellemet engedtünk volna ki a palackból. Talán ezért is vetődik fel különös hangsúllyal a kérdés egy-egy reaktorbaleset alkalmával az egész világ számára:

ELÉG MÉLYEK-E AZ EMBERISÉG ISMERETEI, ELÉG NAGY-E FELELŐSÉGÉRZETE AHHOZ, HOGY NE PARANCSOLJUK VISSZA A SZELLEMET A PALACKBA?

SZÜKSÉGÜNK VAN-E ARRA, HOGY KACÉRKODJUNK A SZELLEMMEL? MIKOR VÁLLAL NAGYOBB KOCKÁZATOT AZ EMBERISÉG: HA KEVESEBB ENERGIÁT TERMEL, KÖVETKEZÉSKÉPPEN NÉLKÜLÖZNI KÉNYTELEN MINDAZOKAT A SZOLGÁLTATÁSOKAT, AMELYEKET EZEK FELHASZNÁLÁSA NYÚJT, VAGY AKKOR, HA NEM AKAR EZEKRŐL LEMONDANI, MÉG AKKOR SEM, HA EZEKHEZ CSAK AZ ENERGIATERMELÉSSSEL JÁRÓ VESZÉLYEK TUDOMÁSULVÉTELÉVEL JUTHAT HOZZÁ?

Jelenleg a különböző országok egy főre jutó villamosenergia-fogyasztása igen eltérő. Néhány ország egy lakosra jutó évi bruttó villamosenergia-fogyasztása 1984-ben a következő volt [1]:

Norvégia: 22200 kWh/lakos, Svédország: 12300 kWh/lakos, USA: 10240 kWh/lakos, Ausztria: 4900 kWh/lakos, Szovjetunió: 4830 kWh/lakos, MAGYARORSZÁG: 3222 kWh/lakos, Spanyolország: 2840 kWh/lakos, Portugália: 1457 kWh/lakos. A legtöbb - nagy lélekszámú - fejlődő országban sokkal kisebb a fajlagos fogyasztás, mint Portugáliában. Az e tekintetben élen járó országok (Norvégia, USA, Svédország stb) lakossága el sem tudná képzelni életét e villamosenergia felhasználása, ill. az ebből származó előnyök nélkül, sőt még növelni is szeretné e lehetőségeit. Nem valószínű, hogy a többi ország lemondana a felzárkózás lehetőségéről, arról, hogy - ha nem is rövid időn belül - elérje a fejlett országoknak legalább a jelenlegi fajlagos mutatóit. Ehhez is azonban a világ villamosenergia-termelésének jelenlegi szintjét többszörösére kellene növelni. És még nem is szóltunk az egyéb típusú energiaigények kielégítéséről. Hogy az emberiség mindezt elérhesse, hatalmas energiahordozó készleteket kell feltárnia, kiaknáznia.

Minden eddigi tapasztalatunk azt mondatja velünk, hogy az emberiség nem tud és nem akar lemondani e fejlődésről. Ha ez így van, akkor a kérdés nem úgy vetődik fel, hogy vállaljuk-e ennek kockázatát, hanem úgy, hogy milyen módon lehet ezt elérni a lehető legkisebb kockázattal, környezetünk lehető legkisebb veszélyeztetésével. Hangsúlyozni kell ugyanis, hogy az energiatermelés és -felhasználás által elérhető lehetőségek elmaradása is kockázattal jár az emberiség számára! Éppen ezért nem tudunk egyetérteni ama nézetekkel, amelyek minden energiatermelési módra nemet mondanak, természetesen konkrétan mindig arra, ami éppen napirenden van. Természetesen lehet negatív álláspontot elfoglalni bármely energiatermelési móddal szemben, de - ha korrektek akarunk lenni - csak annak egyidejű közlésével együtt, hogy milyen, az elmarasztalással legalább egyenértékű megoldást javasolunk helyette. Kétségteljesen ez a nehezebb feladat, hiszen a különböző megoldásokat - veszélyességük, környezetkárosító hatásuk eltérő jellege és egyéb körülmények miatt - nagyon nehéz összehasonlítani. Nehezíti a helyzetet, hogy ezen a területen megített legtöbb intézkedés csak nagy időközesséssel érezteti hatását, s nem

is mindig lehet előre megbecsülni az összes hatás irányát és nagyságát.

Egyre több azoknak az országoknak a száma, amelyek úgy vélik, hogy nemzetgazdaságuk nem nélkülözheti az atomenergia-hasznosítás meghonosítását és széleskörű elterjedését. Ezen a helyzeten a - különböző okokból - időnként bekövetkező visszaesések sem változtatnak. Elemezve a különböző energiafejlesztési módokat, azok potenciális lehetőségeit és környezeti hatásait, jelen tanulmány szerzői is azon a véleményen vannak, hogy a maghasadáson alapuló atomenergia-hasznosítást - még hosszú ideig - szinte egyetlen ország sem nélkülözheti. Ennek lerögzítése mellett azonban ama meggyőződésünket is hangoztatni kívánjuk, hogy a biztonság szempontjait maximális mértékben ki kell elégíteni. Az atomerőművek ugyanis - bár normál üzemben lényegesen veszélytelenebbek a környezetre, mint bármely más reális energiatermelési mód - potenciálisan valóban veszélyesebbek, mint a hagyományos erőművek. Emiatt mindent el kell követni annak érdekében, hogy e potenciális veszély ne realizálódhassék. Úgy véljük, hogy amennyire helytelen az atomenergia békés célú hasznosításának misztifikálása, ugyanúgy nem helyes a biztonsági kérdések bagatellizálása sem.

E kérdések főleg az atomerőmű-baleseteknél fogalmazódnak meg újra és újra, s különösen nagy hangsúlyt kapnak napjainkban, az atomenergetika eddigi legsúlyosabb, országhatárokat átlépő hatásokhoz, politikai, gazdaságpolitikai következményekhez vezető, csernobili balesete után.

Jelen munkának az a célja, hogy összefoglaljuk azokat az ismereteket, amelyek segítenek megérteni a csernobili atomerőmű-baleset hátterét. Ugyanakkor igyekszünk feltárni azokat a tanulságokat, amelyek túlmutatnak az egyedi eseten, és felhívjuk a figyelmet az általános biztonságtechnikai intézkedések fontosságára és elkerülhetetlenségére. Egy ilyen balesetnek mindig önvizsgálatra kell készítenie az embereket, különösen azokat, akiknek jó vagy rossz intézkedése, munkája bármilyen módon befolyásolja az atomreaktorok, atomerőművek biztonságát. Mindezt abból kiindulva tesszük, hogy az atomreaktorok, atomerőművek tervezői és üzemeltetői nemcsak az adott létesítményért és annak dolgozóit, hanem

hanem az egész atomenergetikáért és a lakosság széles rétegeinek biztonságáért is felelősséggel viseltetnek. Úgy véljük, hogy ez a csernobili atomerőmű-baleset és az azt követő fejlemények nyomán nem szorul külön bizonyításra.

1. AZ ATOMENERGETIKA JELENLEGI HELYZETE

1.1. A nukleáris üzemanyagkészletek értékelése

Az energiaigények döntő részét jelenleg kőolajból, szénből és földgázból, azaz fosszilis tüzelőanyagokból fedezik az egész világon. Eme energiahordozók készletei (különösen az olajé és a földgázé) végesek, ugyanakkor más iparágak nélkülözhetetlen alapanyagai. Emiatt szükségszerű, illetve indokolt, hogy energetikai felhasználásuk meghatározott korlátok között maradjon. Ezt indokolják a környezetvédelmi szempontok is. Nem várható, hogy a fűzés energia békés célú hasznosítása a következő évszázad közepe előtt uralkodóvá váljék. A megújuló energiahordozók (vízenergia, napenergia, szélenergia stb.) készletei ugyancsak erősen végesek, csak helyi jelentőséggel bírnak, ill. az energiagazdálkodás mennyiségi igényeihez képest még távlatilag is csekélyek maradnak. Előzőek miatt az energiaigények kielégítése a következő 60-80 évben elképzelhetetlen a maghasadáson alapuló atomenergiahasznosítás széleskörű elterjedése nélkül.

A világ fosszilis üzemanyagkészleteit az 1.1. táblázatban foglaltuk össze [2].

1.1. táblázat. A világ fosszilis üzemanyagkészletei, (10^9 et) *

Készlet jellege Üzemanyag	Bizonyított készlet	További készlet	Teljes készlet
Szén	693	10102	10795
Olaj + földgáz	350	1092	1442
Összesen	1043	11194	12237

* et = "egyezményes tonna" = 1 tonna 29,3 MJ/kg fűtőértékű szén

A maghasadáson alapuló energiahasznosítás szempontjából legjelentősebb hasadóképes izotópok közül egyedül a ^{235}U fordul elő a természetben, de a természetes uránnak mindössze 0,7%-át teszi ki. Fontos hasadóképes izotópok még a ^{239}Pu , ^{241}Pu és a ^{233}U . A plutónium izotópok elsősorban gyorsreaktorban, kisebb mértékben termikus reaktorban állíthatók elő a természetes urán 99,3%-át, azaz nagyobb részét kitevő ^{238}U -ból. A ^{233}U termikus és gyorsreaktorokban állítható elő a természetben szintén előforduló torium döntő részét kitevő ^{232}Th -izotópból.

A földkéreg átlagos uránkoncentrációja 3 ppm^* [3], előfordulásai azonban nagyon egyenlőtlenek. A tengervíz átlagos uránkoncentrációja mintegy $3,3 \text{ mg/m}^3$ [4]. Jelenleg a földkéregből általában az 500 ppm-nél nagyobb uránkoncentrációjú ún. hagyományos uránlelőhelyeket tekintik gazdaságosan kitermelhetőnek [5]. A tengervízből történő uránkinyerés ma még nem gazdaságos.

A nemzetközi gyakorlat kétféleképpen csoportosítja az urániumforrásokat.

a/ A felkutatás megbízhatósága szempontjából vannak:

- bizonyított források;
- becsült további források;
- elméleti források.

b/ A kitermelési költségek alapján a következő költségkategóriájú források vannak:

- < 80 \$/kgU költségkategória
- 80 - 130 \$/kgU "
- 130 - 260 \$/kgU "

A 80 \$/kgU-nál alacsonyabb kitermelési költségű bizonyított forrásokat definiálják uránkészletként.

Az uránforrások ill. -készletek nagyságára vonatkozó becslések az utóbbi 8-10 évben gyakorlatilag azonos adatokat szolgáltatnak. A jelenleg érvényesnek tekinthető összeállítást az 1.2. táblázat tartalmazza [6, 7, 8, 9, 2, 10, 11, 12]. A világ ama toriumforrásainak ill. készleteinek nagysága (a szocialista or-

* 1 ppm = 1 milliommód rész

1.2. táblázat. A világ hagyományos uránforrásai, (1000 tonna)

Régió	Ország	Bizonyított források		Becsült további források	
		<80 \$/kgU	80-130 \$/kgU	<80 \$/kgU	80-130 \$/kgU
Észak-Amerika [9]	USA	362	243	681	416
	Kanada	230	28	358	402
	Egyéb	2,9	0	3,5	2,6
	Összesen	594,9	271	1042,5	820,6
Afrika [9]	Dél-Afrikai Unió	247	109	84	91
	Niger	160	0	53,0	0
	Namibia	119	16	30	23
	Egyéb	65,2	8,8	1,7	18,3
	Összesen	591,2	133,8	168,7	132,3
Ausztrália [9]	Ausztrália	294	23	264	21
Nyugat-Európa [9]	Franciaország	59,3	15,6	28,4	18,1
	NSZK	1	4	1,5	7
	Egyéb	23,1	82,6	13,7	75,7
	Összesen	83,4	102,2	43,6	100,8
Ázsia [9]	Kína	166	0	0	0
	India	32,0	0	0,9	24,2
	Egyéb	7,0	11	-	-
	Összesen	205	11	0,9	24,2
Dél-Amerika [9]	Brazília	119,1	0	81,2	0
	Argentína	25	5,3	3,8	9,6
	Egyéb	0	0	0	6,7
	Összesen	144,1	5,3	85,0	16,3
KGST [2]	Szovjetunió	160	0	800	0
	NDK	60	0	500	0
	Csehszlovákia	25	0	120	0
	Románia	20	0	50	0
	Bulgária	15	0	30	0
	Magyarország	10	0	30	0
	Lengyelország	5	0	20	0
	Összesen	295	0	1550	0
Mindösszesen		2207,6	546,3	3154,7	1115,2
		2753,9		4269,9	

szágok forrásain kívül), amelyeknek kitermelési költségét 75 \$/kgTh alattinak becsülik, az 1.3 táblázatban látható [2]. A szocialista országok közül legnagyobb tóriumkészletekkel (~ 80 ezer tonna) a Szovjetunió rendelkezik [2].

1.3. táblázat. A világ tórium forrásai (1000 tonna Th)

Régió	Bizonyított források	Becsült további források	Összesen
Latin-Amerika	71,4	1200,0	1271,4
Közel-Kelet, Észak-Afrika	345,0	720,0	1065,0
Észak-Amerika	123,0	570,0	693,0
Nyugat-Európa	318,0	92,0	410,0
Dél-Ázsia	319,0	30,0	349,0
Afrika (Szaharától délre)	30,2	38,8	69,0
Kelet-Ázsia	18,3	-	18,3
Ausztrália	17,6	0,2	17,8
Összesen:	1242,5	2651,0	3893,5

A közölt urán- és tóriumforrások energetikai értékének megítélése céljából az 1.4. táblázatban összefoglaltuk e források szénegyenértékét különböző hatásfokú hasznosítások feltételezésével. A ma elterjedt termikus reaktorokkal 0,5%, a még nem véglegesen kifejlesztett gyorsreaktorokkal 5-10% körüli hatásfok érhető el. Az 1. és 4. táblázatok összevetése alapján látható, hogy jó hatásfokú hasznosítás esetén az uránforrások igen jelentősnek mondhatók.

1.4. táblázat. A világ urán- és tórium forrásainak szénegyenértéke (10^9 et)

Nukleáris üzemanyagforrás	Hasznosítási hatásfok (%)	0,5	1,0	5,0	10,0
Bizonyított uránforrás (készlet)		33,7	67,4	337	674
Bizonyított + becsült további uránforrás		86,0	171,9	859,6	1719,2
Bizonyított + becsült további + elméleti uránforrás		207-356	414-712	2070-3560	4140-7120
Bizonyított tóriumforrás		15,2	30,4	152	304
Bizonyított + becsült további tóriumforrás		47,6	95,3	476	953
Bizonyított urán és tórium- forrás		48,9	97,8	489	978
Bizonyított + becsült további urán és tóriumforrás		133,6	267,2	1336	2672

1.2. Az atomenergiatermelés alakulása

A fosszilis tüzelőanyagokat helyettesítő energiahordozóval szembeni legfontosabb követelmények a következők:

- kellő mennyiségben és olyan területi megoszlásban álljon rendelkezésre, hogy megfelelő függetlenséget biztosítson az energiaellátásban az adott ország számára;
- gazdaságosan felhasználható legyen;
- minél kisebb mértékben károsítsa a környezetet.

A nukleáris üzemanyagok (urán és tórium) az első két feltételt egyértelműen és normál üzemben a harmadik feltételt is kielégítik. A szóba jöhető egyéb helyettesítő energiaforrások (napenergia, szél-

energia stb) elsősorban az első két követelménynek nem tudnak eleget tenni. Előnyek tekinthető, hogy az urán- és tóriumkészletek nem elhanyagolható része a nagy fajlagos energiafelhasználású országokban található, következésképpen a felhasználó országok a nukleáris üzemanyag alkalmazása révén nagymértékben függetleníthetik magukat az energiahordozó importtól.

Előzőek miatt a 60-as években, a 70-es évek elején világszerte igen merész tervek születtek az atomenergia felhasználására. Az 1973-as olajválság teremtette új helyzetben kezdetben sokan úgy vélték, hogy az atomerőműrendszer felfutása tovább gyorsul. Az olajválság azonban súlyos hatást gyakorolt nagyon sok ország gazdasági életére, ami aztán az atomerőmű építési programot is visszafogta az egész világon. Ez enyhébb mértékben még olyan, következetes atomenergetikai programot megvalósító országban is jelentkezett, mint Franciaország. E folyamatot felerősítette, hogy különösen a nyugati országokban éppen ebben az időszakban fokozódott, szinte társadalmi méreteket öltött az atomenergia ellenes mozgalom. Rövid időre visszafogta a program megvalósítását a Three Mile Island-i (USA) atomerőmű 1979-ben bekövetkezett balesete is.

Ezek az események azonban csak lassították, de nem állították le az atomenergetika töretlen és dinamikus fejlődését. Ezt bizonyítja, hogy az atomerőműkapacitás növekedési sebessége 1960-1970 között 4,87-szer, 1970-1980 között 3,23-szor volt nagyobb az összes villamosenergia-termelés növekedési sebességénél. E fejlődés eredményeként az atomenergia részesedése a villamosenergia-termelésen belül világviszonylatban a következőképpen alakult [13, 14]: 1970-ben 1,6%, 1980-ban 7,9%, 1983-ban 12,0%, 1985-ben 15,0%. Az atomenergiahasznosításban legelőbbre tartó országok vonatkozó adatait az 1.5. táblázat mutatja. A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) előzetes adatai szerint 1985 végén 26 országban 374 atomerőmű üzemelt kereken 248 ezer MW(e) össz teljesítőképességgel. Az USA rendelkezik a legnagyobb atomerőműkapacitással (77851 MW(e)), s igen előkelő helyet foglal el Franciaország is (36533 MW(e)). A Szovjetunióban 1985-ben 32189 MW(e) össz teljesítőképességű atomerőműrendszer üzemelt, a KGST országok össz atomerőműkapacitása ugyanekkor

1.5. táblázat. Az atomenergia részesedése a villamosenergia termelésen belül, (%)

Ország \ Év	1981	1982	1983	1984
Franciaország	38,0	39,0	48,4	58,7
Tajvan	-	-	-	52,0
Belgium	25,0	30,2	45,8	50,8
Finnország	34,0	40,3	39,6	41,1
Svédország	35,0	38,6	43,6	40,6
Bulgária	24,7	-	29,0	28,6
Svájc	28,0	28,2	27,1	31,8
NSZK	14,0	17,4	18,6	23,6
Japán	17,0	20,3	18,1	22,3
Dél-Korea	-	-	-	20,0
Spanyolország	-	-	-	19,4
Nagy-Britannia	13,0	16,4	14,9	18,6
USA	12,0	12,6	14,8	13,5
Kanada	10,0	9,7	13,2	11,2
Magyarország [13]	0	0	10	-
Szovjetunió [13, 18]	6,5	-	7,2	-

38869 MW(e) [15]. Franciaországban 1985-ben a villamosenergia-termelésben 71% volt az atomerőművek részesedése, s kb. ugyanez az érték volt érvényes Belgiumra is [16].

Az atomenergia jövőbeni alakulásának becslésénél figyelembe kell venni azokat a bizonytalanságokat, amelyek az ilyen feladatnak természetes velejárói. Az elmúlt 15 év története bizonyítja, hogy óvatosan kell kezelni a prognózisokat. Ennek ellenére egyetlen ország ill. ország-csoport sem menthető fel a közép- és hosszútávú prognózisok meghozatala és az ezekre alapozott stratégiák

kidolgozása alól. Az ezek hiányából adódó károk ugyanis általában sokkal nagyobbak lehetnek, mint a prognózisok bizonytalanságának negatív következményei. A becslés pontossága függ a kiinduló adatok megbízhatóságától és ezen keresztül a becslés készítésének időpontjától. Az egyik módszer az elmúlt évek adatai alapján végzett trend-extrapoláció, ami azonban - jellegénél fogva - nem tudja figyelembe venni a pozitív vagy negatív irányú váratlan események (pl. 1973. évi olajválság, az 1979. évi atomerőmű-baleset stb.) hatását.

Az 1990. évi adatokat még viszonylag könnyű prognosztizálni, hiszen az addig üzembe lépő atomerőműveknek már épülniök kell. Az üzemelő és épülő létesítmények ismeretében az atomerőművek együttes beépített teljesítőképessége 1990-ben világviszonylatban mintegy 350-380 ezer MW(e) körül várható. A KGST országok együttes atomerőműkapacitása ugyanezen évben maximum 70-80 ezer MW(e)-ra prognosztizálható, melyből kerekén 80% a Szovjetunióban fog üzemelni. Elképzelhető, hogy bizonyos csúszások, vagy pl. a csernobili atomerőmű-baleset hatására fentieknél valamivel kisebb teljesítőképességek lesznek 1990-ben. Az említett trend-extrapolációval 2000-re 550 ezer MW(e) körüli atomerőműkapacitás prognosztizálható világviszonylatban.

1.3. Az atomerőművek típusok szerinti megoszlása

Az atomerőművek legspeciálisabb, egyben potenciálisan legveszélyesebb berendezése az atomreaktor, emiatt típusba sorolását is elsősorban ennek jellemzői alapján végzik el.

A hasadást kiváltó neutronok energiája szerint az atomreaktorok két nagy csoportba sorolhatók. A termikus reaktorban a maghasadások döntő részét a hasadásnál keletkező neutronoknál lényegesen - 7-8 nagyságrenddel - kisebb energiájú, az un. termikus neutronok váltják ki. Emiatt a reaktorok tartalmazzák a neutronok lassítását végző - kis tömegszámú atommagokat nagy mennyiségben tartalmazó - moderátort. Moderátorként általában könnyűvizet (H_2O), ritkábban grafitot, nehézvizet (D_2O), esetleg más anyagot használ-

nak. A gyorsreaktorban a maghasadások döntő részét a hasadásnál keletkező neutronokéhoz közeleső, nagy energiájú - gyors - neutronok váltják ki. Emiatt a reaktorok nem tartalmazhatnak moderátort. A ma üzemelő és épülő atomerőművek döntő része - mintegy 99%-a - termikus reaktorral működik.

A reaktorok hűtőközegeként az esetek döntően nagy részében könnyűvizet, ritkábban nehézvizet vagy valamilyen gázt (He , CO_2 stb.) használnak. Könnyűvíz hűtőközeg esetén a hűtés történhet nagynyomású vízzel vagy forrásban lévő vízzel. Előző csoportba tartoznak az un. nyomottvízes reaktorok, (Pressurized Water Reactor - PWR, illetve szovjet megfelelője: Vodo-Vodjannij Energeticseszkij Reaktor - VVER), másodikba az un. elgőzölögtető ill. forralóvízes reaktorok (Boiling Water Reactor - BWR). Mindkét típusnál a moderátor szerepét is a könnyűvíz látja el. Ugyanezek a lehetőségek elvileg a nehéztvízes reaktoroknál (Heavy Water Reactor - HWR) is fennállnak. Speciális - lényegében kevert - típust jelent a Szovjetunió által kifejlesztett elgőzölögtető vízhűtésű, grafit moderátorú csöves reaktor (Reaktor Bolsoj Moscsnosztyi Kipjascsij - RBMK), melynél a "csöves" jelző arra utal, hogy - szemben a PWR-ekkel és BWR-ekkel, ahol a hűtőközeg nyomását a vastagfalú reaktortartály veszi fel - itt a hűtőközeg nyomását az aktiv zónát egymással párhuzamosan átszelő kis átmérőjű csövek veszik fel. Emiatt a reaktortartály kisnyomásra tervezett, viszonylag vékony falú edény. A többi reaktortípus (Gas-Cooled Graphit-Moderated Reactor - GGR, Advanced Gas-Cooled Reactor - AGR stb.) a fentiekhez képest csak elenyésző jelentőségű.

Az atomerőművek típusok szerinti megoszlását a kapitalista és fejlődő országokra vonatkozóan az 1.6. táblázat mutatja [17]. Látható a táblázatból, hogy az összkapacitás jelentős részét (85,87 ill. 88,32%-át) a könnyűvízes reaktorok (Light Water Reactor - LWR) teszik ki és ezen belül is a PWR-eké az uralkodó szerep. Ez a tendencia várhatóan az ezredfordulóig megmarad.

A Szovjetunió atomerőműkapacitásának több mint felét - mintegy 55%-át - az RBMK-k, kb. 42-43%-át a VVER-ek teszik ki, a maradék

kis rész esik a nátrium hűtésű gyorsreaktorokra. A KGST többi országában mindenütt VVER-es atomerőművek üzemelnek, ill. vannak építési stádiumban. A Szovjetunió RBMK-t külföldre még nem hajlandó szállítani.

1.6. táblázat. Az atomerőművek típusok szerinti megoszlása a kapitalista és a fejlődő országokban

Atomerőmű típusa	1983 végén		1990-ben	
	MW(e)	%	MW(e)	%
PWR	102882,6	58,85	201506,6	63,06
BWR	47232,3	27,02	80721,3	25,26
Magnox	8528	4,88	8528	2,67
HWR	9788,4	5,60	17980,4	5,63
AGR	4599,7	2,63	7525,7	2,35
Egyéb (pl. LMFBR)	1786,2	1,02	3286,2	1,03
Összesen	174817,2	100	319548,2	100

2. AZ ATOMERŐMŰVEK BIZTONSÁGI KÉRDÉSEI

2.1 Az atomerőművek biztonságáról általában

Az atomerőművek biztonságos üzemeltetése különleges fontosságú. Ennek főbb okai a következők.

A közvélemény élénken reagál az atomenergetikával kapcsolatos minden kérdésre. E tekintetben eltér minden más iparágától. Egészen kis atomerőművi üzemzavarok is az újságok címlapjára kerülnek, különösen a nyugati országokban, s ez elősegíti a tömegek félelmét ettől az energiafejlesztési módtól. Még inkább ez a helyzet a súlyosabb baleseteknél. E sajátos, de nem meglepő jelenségnek súlyos gazdasági következményei is vannak, pl. a Three Mile Island-i atomerőmű 2. blokkjában (TMI-2) 1979-ben bekövetkezett baleset miatti közvetlen és közvetett többletköltségek világviszonylatban csak dollármilliárdokban kifejezhetők. A leírtak miatt nem túlzás azt kijelenteni, hogy egy adott atomerőmű biztonságos üzemeltetése nemcsak a szóban forgó üzem belső ügye, ügye az atomenergetikának, következésképpen az atomerőmű üzemeltetői a világ egész atomenergetikájával szemben felelősséggel viseltetnek.

Az atomerőmű biztonságos üzemeltetése azért is különleges fontosságú, mert bizonyos potenciálisan szóba jöhető súlyosabb rendellenességei, balesetei kihathatnak a környező lakosságra, sőt más államok területére is. Mindez azt jelenti, hogy az atomerőmű üzemeltetői nemcsak saját üzemükkel és annak főhatóságával szemben, hanem a saját és más államok lakosságával szemben is fokozott felelősséggel viseltetnek.

Sok más indok is felhozható lenne, de már a leírtak is egyértelműen magyarázzák az atomerőmű biztonságos üzemeltetésének különleges jelentőségét.

A saját dolgozókat és a környező lakosságot nem veszélyeztető biztonságos üzemeltetés számos tényező függvénye. Függ a

tervezés, a gyártás, az építés minőségétől, a berendezések és berendezéselemek megbízhatóságától, s végső soron függ az embertől, aki e technikát megalkotja és kezeli.

Egy atomerőmű veszélytelenségének megítélésénél mindig a következőket kell vizsgálni:

- a/ Milyen valószínűsége van annak, hogy a különböző termézetű és súlyosságú meghibásodások bekövetkeznek?
- b/ Egy bekövetkezett meghibásodásnak milyen következményei lehetnek a közvetlen és a távolabbi környezetre?

Az atomerőmű felépítésének és üzemeltetésének olyannak kell lennie, hogy e meghibásodásokkal és azok közvetlen és távolabbi következményeivel szemben megfelelő, a társadalom által megkövetelt garanciákkal rendelkezzen. Különösen azokra a meghibásodásokra kell igen nagy figyelmet fordítani, amelyek a legnagyobb potenciális veszélyességű atomreaktorra is kihathatnak.

A meghibásodás elkerülésének vannak

- belső (inherens) biztonsági garanciái és
- valamilyen szervek - szabályozó és biztonságvédelmi rendszer - aktív működését feltételező biztonsági garanciái.

A bekövetkezett meghibásodás következményeinek megelőzésére ill. csökkentésére ugyancsak különböző műszaki, üzemeltetési és szervezési garanciák állnak rendelkezésre.

A következőkben ezekről szólunk kissé részletesebben.

2.2. Belső (inherens) biztonsági garanciák

Az atomreaktor belső (inherens) biztonsága aszerint nagy vagy kicsi, hogy a benne lejátszódó reaktorfizikai, termohidraulikai folyamatok, azaz a reaktor belső tulajdonságai révén milyen mértékben védett a nemkívánatos eseményekkel, meghibásodásokkal szemben. Az így definiált belső biztonság elsősorban a különböző reaktivitás együtthatóktól, ill. az ezekkel szorosan összefüggő belső visszacsatolások előjelétől és nagyságától függ. Ezek megértéséhez mindenek előtt néhány alapfogalommal, alapdefinícióval kell megismerkedni.

A sokszorozási tényező (k) azt adja meg, hogy a reaktorban lejátszódó láncreakció egy ún. neutronciklusa alatt hány-szorosára nő a neutronok száma, ill. az ezzel lineáris kapcsolatban lévő mennyiségek (neutronfluxus, teljesítménysűrűség stb.) nagysága, azaz

$$k = \frac{n_i}{n_{i-1}} \quad (2.1)$$

ahol n_i - a neutronok száma a reaktorban, ill. a reaktor adott helyén egységnyi térfogatban az i -edik neutronciklus végén; n_{i-1} - ugyanez az $i-1$ -edik neutronciklus végén, ill. az i -edik ciklus elején. Ha a (2.1) alatti mennyiséget végtelen méretű reaktorra értelmezzük, akkor k_{∞} -nel ha véges reaktorra számoljuk, akkor k_{eff} -vel jelöljük. A neutronciklus időtartama - az ún. ciklusidő - attól függ, hogy k milyen közel van 1-hez. k bizonyos - 1-nél alig nagyobb - értékénél (k_p -nél) a ciklusidő ugrásszerűen változik, $k > k_p$ esetén 10^{-5} - 10^{-3} s nagyságrendű.

A reaktivitás (ρ) a sokszorozási tényező 1-től való relatív eltérése, azaz

$$\rho = \frac{k_{eff}-1}{k_{eff}} \quad (2.2)$$

A prompt neutronok azok a neutronok, amelyek a hasadás pillanatában keletkeznek (válnak szabaddá), a késő neutronok azok a neutronok, amelyek a hasadásnál keletkező középnehéz magok - hasadási termékek - radioaktív bomlása során, azaz a hasadás után csak bizonyos késéssel szabadulnak fel. A késő neutronok részaránya a keletkező összes neutronok számához viszonyítva (β) igen kicsi, minden esetben 1% alatt van.

A reaktor akkor kritikus, azaz benne akkor valósul meg az önfenntartó láncreakció külső neutronforrás nélkül, ha $k_{eff}=1$, ill. ha $\rho=0$. A reaktor ehhez tartozó nagyságát kritikus tér-

fogatnak, eme reaktorban lévő üzemanyag mennyiségét kritikus tömegnek nevezzük. Ha $k_{eff} > 1$, azaz $\rho > 0$, akkor a reaktor szuperkritikus, ha $k_{eff} < 1$, azaz $\rho < 0$, akkor a reaktor szubkritikus. Ha a reaktivitás éppen egyenlő a késő neutronok részarányával, azaz $\rho = \beta$, akkor a reaktort promptkritikusnak nevezzük.

Ha a reaktivitás pozitív, azaz a reaktor szuperkritikus, akkor a teljesítmény és az ezzel arányos mennyiségek nőnek az idő függvényében, éspedig annál nagyobb sebességgel, minél nagyobb ρ értéke. A reaktorban lejátszódó folyamatok akkor válnak különösen gyorsá, ha $\rho > \beta$, azaz a reaktor promptkritikus feletti, ekkor ugyanis a ciklusidő lényegében a prompt neutronok ciklusidejének (10^{-5} - 10^{-3} s) nagyságrendjébe esik. Ha a reaktivitás negatív, azaz a reaktor szubkritikus, akkor a teljesítmény csökken az idő függvényében.

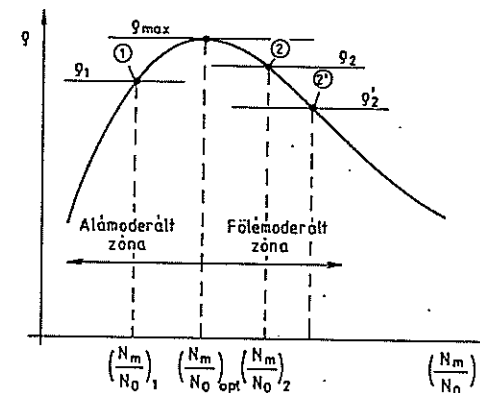
Üzem közben - az ún. kiegészi ciklus alatt - a reaktorba helyezett üzemanyag összetétele változik, termikus reaktorok esetén a hasadóképes izotópok mennyisége csökken, az üzemanyag kiég. Ezért és a különböző neutron elnyelő izotópok - ún. reaktormérgek - felszaporodása miatt a sokszorozási tényező, ill. a reaktivitás-tartalék, a kiegészi ciklus alatt csökken. Ugyanakkor világos, hogy tartós üzem csak kritikus - azaz $k_{eff} = 1$ -gyel, ill. $\rho = 0$ -val jellemzett - reaktorral tarthatunk. A most írtak miatt az induló reaktort mindig szuperkritikusra kell építeni. Eme szuperkritikus reaktor reaktivitását kezdeti reaktivitástartaléknak nevezzük, s a reaktor reaktorfizikai szempontból addig működőképes, amíg ez az érték - az üzemanyag kiégése ellenére - pozitív. A mindenkor reaktivitástartalékot megfelelő módon folyamatosan kompenzálni kell.

A megfelelő üzemidő elérése érdekében a kezdeti reaktivitástartalékot elegendően nagyra kell választani, emiatt a reaktor üzemanyagöltete lényegesen - energetikai reaktoroknál esetenként 40-60-szor - nagyobb a kritikus tömegnél. Egy ilyen reaktorban a reaktornak egy kis része is szuperkritikussá, esetleg promptkritikus felettivé válhat.

Kiegészi szint alatt az egységnyi tömegű üzemanyagból ki-nyert energiát értjük, egységeként általában MWnap(hő)/tonna-t vagy MWnap(hő)/kg-ot használunk. A fűtőelem átrakás (csere és átrendezés) történhet leállított, erősen szubkritikussá tett reaktorban, vagy üzem közben, azaz kritikus állapotban lévő reaktorban. Az előző módszert a nyomott tartály típusú reaktoroknál (PWR ill. VVER, BWR), az utóbbit a nyomottcsöves reaktoroknál (CANDU típusú HWR, RBMK) alkalmazzák.

Adott reaktor reaktivitástartaléka változik a különböző reaktorjellemzők (üzemanyag hőmérséklet, moderátor hőmérséklet, moderátor sűrűsége, folyékony moderátor ill. hűtőközeg esetén a gőztartalom, reaktor teljesítménye stb.) változása függvényében. A reaktivitástényezők eme jellemzők egységnyi megváltozására eső reaktivitásváltozást adják meg. A moderátor, ill. hűtőközeg hőmérsékletére vonatkoztatott reaktivitástényező szoros kapcsolatban van a reaktor moderáltsági szintjével.

A reaktor reaktivitástartaléka a reaktorban található moderátor magoknak (N_m) üzemanyag magokhoz (N_0) viszonyított számától - az ún. moderáltságtól - a 2.1. ábrán látható módon függ.



2.1 ábra. A reaktivitás változása a moderáltság függvényében

Adott üzemanyag és moderátoranyag esetén van egy olyan N_m/N_0 arány, amelynél - egyébként változatlan paraméterek mellett - a reaktivitástartalék maximális (ρ_{max}). Eme $(N_m/N_0)_{opt}$ arányt nevezzük a reaktor fizikailag optimális moderáltságnak. Ha az N_m/N_0 kisebb, mint eme maximális reaktivitástartalékot biztosító arány, azaz a reaktorban kevesebb mo-

derátor van, mint amennyi a reaktorfizikai optimumhoz kellene (ld. 2.1 ábrában $(N_m/N_0)_1$), akkor alámoderálnak, ha nagyobb (ld. 2.1 ábrában $(N_m/N_0)_2$), akkor fölémoderálnak nevezzük a reaktort. Ama folyamatok, amelyek adott reaktorban a moderátormagok relatív számának csökkenését okozzák (fölmelegedés miatti sűrűségcsökkenés, elgőzölgés stb.), alámoderált zónában a reaktivitástartalék csökkenéséhez, fölémoderált zónában a reaktivitástartalék növekedéséhez vezetnek (ld. 2.1 ábra). Minthogy a reaktorban a nemkívánt rendkívüli események általában a moderáltság csökkenését vonják maguk után, biztonsági szempontból, ha csak lehet, alámoderált zónák kialakítására szokás törekedni. Ezt úgy is kifejezhetjük, hogy a reaktor belső biztonságának egyik feltétele az alámoderált zóna.

Az alámoderáltság alapvetően megszabja néhány reaktivitástényező előjelét és nagyságát is. A moderátor, ill. hűtőközeg hőmérsékletére (t_m) vonatkoztatott reaktivitástényezőt a

$$\alpha_m = \frac{\partial \rho}{\partial t_m} \quad (2.3)$$

parciális derivált adja. Minthogy a moderátor, ill. hűtőközeg sűrűsége a hőmérséklet növekedésével csökken, ezért a 2.1 ábra alapján α_m előjele alámoderált zóna esetén általában - a jobban alámoderáltaknál mindig - negatív, a fölémoderáltaknál pedig pozitív előjelű. Nagysága a görbe meredekségétől, azaz attól függ, hogy mennyire alá- ill. fölémoderált a zóna. Biztonsági szempontból az a jó, ha α_m negatív előjelű. Tételezzük fel ugyanis, hogy a reaktor reaktivitása valamely nem kívánt eredmény következtében hirtelen pozitívvá válik. Ekkor - mivel a reaktor szuperkritikus - a teljesítmény elkezd nőni. A hűtés változatlan-sága esetén ez a moderátor, ill. a hűtőközeg melegedéséhez vezet. Ha α_m negatív, akkor ez az esemény elindulását kiváltó pozitív reaktivitás csökkenéséhez, egy idő után negatívvá válásához vezet,

ami a teljesítménynövekedés fokozatos lassulását, majd a teljesítmény csökkenését vonja maga után. α_m negatív volta tehát egy olyan belső negatív visszacsatolást jelent, amely a nemkívánt folyamat lassulását, majd visszafordítását eredményezi. Azt mondjuk, hogy a reaktor ön szabályozó képességgel rendelkezik. Észre kell venni, hogy ez a reaktor belső tulajdonsága, s anélkül funkcionál, hogy bármilyen eszköz aktív működését kiváltottuk volna. Ha α_m pozitív, akkor éppen fordítva van, a pozitív visszacsatolás miatt a nemkívánt teljesítménynövekedés tovább gyorsul, a rendszer önmagát gerjeszti.

A reaktivitás voidtényezője, ill. buboréktényezője a moderátorban, ill. hűtőközegben keletkező egységnyi térfogatú buborék hatására bekövetkező reaktivitásváltozással egyenlő, azaz

$$\alpha_b = \frac{\partial \rho}{\partial V_b} \quad (2.4)$$

ahol V_b - a keletkező buborék térfogata. Víz hűtőközeg esetén a V_b alatt a keletkező gőzbuborék térfogatát lehet érteni. Ebben az esetben a reaktivitásváltozást lehet vonatkoztatni a gőztartalom (x , tömeg %) megváltozására is. Az így kapott mennyiséget a reaktivitás gőztényezőjének nevezik:

$$\alpha_g = \frac{\partial \rho}{\partial x} \quad (2.5)$$

Minthogy a buborékképződés hatására csökken a reaktoron belüli moderátormagok száma, azaz a moderáltság, ezért a 2.1. ábra szerint α_g előjele alámoderált zóna esetén negatív, fölémoderált zónánál pozitív. Az α_m -nél közelítőleg azonos gondolatmenet alapján itt is az adódik, hogy biztonsági szempontból az a jó, ha a buborék-tényező ill. gőztényező negatív előjelű. A 2.1. ábrából látható, hogy annál biztonságosabb a zóna, minél alámoderáltabb, ill. annál veszélyesebb, minél fölémoderáltabb. Meg-

jegyezzük, hogy víz moderátorú ill. hűtőközegű fölémoderált zóna nagymértékű elgőzölgés eredményeként alámoderálttá válhat, azaz α_g előjele és értéke a mindenkor üzemállapottól is függ. Lényegében ez mondható α_m -re is.

Mind α_m -re, mind α_g -re vonatkozik, hogy mivel hőtadással is kapcsolatban vannak (ami véges sebességű), az általuk meghatározott visszacsatolás csak bizonyos késleltetéssel érvényesül.

Az üzemanyag hőmérsékletére (t_0) vonatkoztatott reaktivitástényezőt a

$$\alpha_0 = \frac{\partial \rho}{\partial t_0} \quad (2.6)$$

parciális derivált adja. Ez az érték, minthogy a rezonanciaszinteknek üzemanyag-hőmérséklet növekedése miatti kiszélesedésével függ össze, mindig negatív előjelű és késleltetés nélküli hatású. Ez tehát mindig növeli a reaktor belső biztonságát.

Adott moderátor-, ill. hűtőközeg-hőmérsékletnél az üzemanyag t_0 hőmérséklete nő a reaktor teljesítményének (P) növekedésével:

$$\left. \frac{\partial t_0}{\partial P} \right|_{t_m = \text{áll}} > 0 \quad (2.7)$$

Emiatt a reaktor teljesítményére vonatkoztatott reaktivitástényező, röviden az ún. teljesítménytényező:

$$\alpha_P = \frac{\partial \rho}{\partial P} = \frac{\partial \rho}{\partial t_0} \frac{\partial t_0}{\partial P} = \alpha_0 \frac{\partial t_0}{\partial P} \quad (2.8)$$

mindig negatív és azonnali hatású.

A reaktor belső biztonsága akkor nagy, ha α_0 ill. α_P mellett α_m és α_g reaktivitástényezők is negatív előjelűek.

A reaktorok belső biztonságát befolyásolja az is, hogy különböző normál üzemi és üzemzavari ill. baleseti feltételek között a zónában lejátszódhatnak-e olyan kémiai reakciók, amelyek az események súlyosságát fokozzák. Itt elsősorban a fűtőelemburkolat - üzemanyag, fűtőelemburkolat - hűtőközeg, moderátor - hűtőközeg, moderátor - üzemanyag közötti lehetséges kémiai reakciókat kell szemügyre venni. Növeli a belső biztonságot, ha ilyen reakciók nem, vagy csak elhanyagolható mértékben játszódhatnak le, és pedig nemcsak normál üzemi körülmények között, hanem üzemzavari, ill. baleseti szituációkban is.

2.3. Különböző berendezések és rendszerek aktív működtetését feltételező biztonsági garanciák

Egy atomreaktor megítélésénél igen fontos szempont, hogy milyen mértékben belső biztonságú. Ez a tulajdonsága megmutatja, hogy milyen hajlammal bír a veszélyes meghibásodások, illetve azok továbbfejlődésének elkerülésére. Tudni kell azonban, hogy a nagyon nagy belső biztonságú reaktoroknál sem teljesen kizártak a kisebb vagy nagyobb meghibásodások és azok veszélyes továbbfejlődése. Éppen ezért az atomreaktort, illetve az egész atomerőművet - mint minden más ipari objektumot - el kell látni olyan eszközökkel, rendszerekkel, amelyeknek szükség szerinti működtetésével a belső biztonság kiegészítéseként tovább lehet fokozni az objektum üzemének biztonságát. Szerepük a következő:

- megelőzni a meghibásodást;
- csökkenteni egy bekövetkezett meghibásodás továbbfejlődésének esélyeit, ill. következményeinek súlyosságát;
- lehetőség szerint visszavezetni a rendszert a meghibásodás előtti biztonságos üzemi állapotba.

E célokat szolgálják:

- a nukleáris és technológiai mérőrendszer, mely különösen a reaktoron belüli mérések tekintetében jelentős specialitásokkal rendelkezik (hőmérsékleti, nyomási, radioaktív sugárzási stb. igénybevételek, megközelítési, beépítési, szervizelési stb. nehézségek);
- szabályozó rendszer, beleértve a beavatkozó szerveket (neutron elnyelő rudak, ill. kazetták stb.), a csatlakozó kiértékelő, működtető elektronikát stb;
- biztonságvédelmi rendszer, ugyancsak beleértve a beavatkozó és kiértékelő, működtető elektronikát stb; mind a mérő-, mind a szabályozó- és biztonságvédelmi rendszer számítógépi segédlettel lehet ellátva;
- aktív üzemzavari zónahűtő rendszer, mely hűtőközeg vesztéssel járó üzemzavar esetén megfelelő energia betáplálású szivattyúk révén segít a reaktorhűtés további folytatásában;
- passzív üzemzavari zónahűtő rendszer, amely az előző rendszerrel azonos funkciójú, ezt azonban szivattyúk közreműködése nélkül látja el (innen a "passzív" jelző)
- stb.

Ezeknek a berendezéseknek, rendszereknek konkrét működtetésére, működésére van szükség, hogy feladatukat ellássák. Egy ilyen berendezés, rendszer meghibásodhat, ami a biztonsági funkció el látását akadályozhatja, lehetetlenné teheti. Megbízhatóságukat növeli a gondos tervezés, magas technikai színvonal, a gyártás, szerelés, üzembehelyezés gondossága stb. Bonyolultsági szintjük - ami maga is biztonságot befolyásoló tényező - függ az atomreaktor, a technológiai rendszer bonyolultsági fokától, a tervezés és a gyártástechnológia színvonalától stb. E kiegészítő biztonsági rendszer meghibásodási lehetőségei miatt különösen fontosnak tartjuk, hogy a minden körülmények között funkcionáló belső biztonság szintje a lehető legmagasabb legyen.

2.4. A környezeti hatásokat megelőző, csökkentő rendszer

Egy energetikai reaktor - elsősorban az üzemanyagban felhalmozódó hasadási termékek és transzurán izotópok miatt - hatalmas sugárforrás. Egy 3000 MW hőteljesítményű reaktor aktivitáskészlete üzem közben néhányszor 10^{20} Becquerel (kb. 10 milliárd Curie), leállás után 1 órával mintegy $3 \cdot 10^{18}$ Becquerel (~ 100 millió Curie), leállás után 1 nappal pedig kb. $(1-2) \cdot 10^{18}$ Becquerel (~ 50 millió Curie). Eme radioaktivitásnak 99% körüli részaránya a fűtőelemburkolattal hermetikusan elzárt üzemanyagon belül akkumulálódik, s csak e burkolat sérülésével járó meghibásodás, baleset esetén juthat ki abból.

Minthogy az ilyen meghibásodások, ha nagyon ritkán is, de előfordulhatnak, megfelelő műszaki megoldásokkal elejét kell venni annak, hogy az eközben kiszabaduló radioaktív anyagok a reaktorépület környezetébe jussanak. Ez úgy érhető el, hogy az üzemanyagban felhalmozódó radioaktivitás és a környezet közé több rétegű védőrendszer épül, ahogy azt a 2.2. ábra szemlélteti [19] A szorosan vett üzemi területet a környezettől a biztonsági védőköpeny (containment), illetve annak hiányában a reaktorépület zárja el. Arra kell törekedni, hogy bármely rendkívüli szituációban a radioaktivitás a biztonsági védőköpeny, ill. a reaktorépület belső terére lokalizálódjék. Ehhez eme építményeknek szigorú feltételeknek kell eleget tenniük.



2.2. ábra. Atomerőművek biztonságvédelme

A biztonsági védőköpenyt úgy kell elkészíteni, hogy az elképzelhető legnagyobb atomerőmű-baleset idején is megtartsa egységét és hermetikusságát, továbbá az ilyenkor felszabaduló radioaktív sugárzásokat a környezetre veszélytelen szintre gyengítse. Különösen az első követelmény nagyon szigorú.

A biztonsági védőköpeny tervezéséhez első lépésként meg kell állapítani azt a teljes energiameennyiséget, amely az "elképzelhető legsúlyosabb baleset"-nél felszabadul. Ezek ismeretében meg kell határozni azt az igénybevételt, amelyre a biztonsági védőköpenyt méretezni kell. Az energia-felszabadulás lehetséges forrásai a következők:

- a reaktorban és a primer rendszerben lévő anyagok által felhalmozott termikus és nyomási energia;
- a primer rendszerben lévő anyagok között lehetséges kémiai reakciók által termelt hőenergia;
- nukleáris eredetű (nukleáris megfutásnál jelentkező) energia;
- a primer rendszer szétforgácsolódásakor keletkező "speciális lövedékek", repeszek kinetikus energiája.

Az első három energiafajta felszabadulása a biztonsági védőköpenyen belüli nyomás növekedéséhez vezet, s ez a nyomás hat a köpeny falára. A repeszek közvetlenül a köpeny megrongálódását, kilyukadását okozhatják. A köpenyen belül kialakuló nyomás a felszabaduló energia nagyságától és a köpeny szabad térfogatától függ. Minél nagyobb e térfogat, - adott energia-felszabadulás esetén - annál kisebb nyomás veszi igénybe a köpeny falát. Adott nyomási igénybevétel esetén a szükséges falvastagság nő a térfogat növelésével. Eme szembeható tényezők figyelembevételével megállapítható az összetartozó belső nyomás - szabad térfogat gazdasági optimuma. A szükséges térfogat megfelelő műszaki megoldásokkal - pl. a keletkezett gőz lekondenzálását végző berendezés beépítésével - csökkenthető a belső nyomás növekedése nélkül. Természetesen e tervezésnél figyelembe kell venni egy fontos peremfeltételt, nevezetesen, hogy a berendezések logikus

diszpozíciós elrendezésben elférjenek az épületen belül. A biztonsági védőköpeny az egy blokkos kivitel igényli, nem teszi lehetővé pl. az ikerblokkos megoldást.

A legkorszerűbb, legnagyobb nyugati biztonsági védőköpenyek szabad térfogata kb. 70-90 ezer m³. A tervezési belső túlnyomások 2,8 - 4,8 bar intervallumba esnek. A biztonsági védőköpenyeket ma már úgy tervezik, hogy mindenféle természeti katasztrófának (földrengés, tornádó stb) és más külső behatásoknak (pl. repülőgép rázuhanás) az épület megrongálódása nélkül ellent tudjanak állni.

A biztonsági védőköpeny általában három rétegből áll: vasbetonszerkezet, acélburkolat és szigetelés. Úgy kell elkészíteni, hogy igen magasfokú hermetikusságot biztosítson. A különböző országok előírásaitól függően a szivárgási sebesség nem lépheti túl a 0,2 - 0,5%/nap értéket. Ennek ellenére igen szigorú követelményeket támaszt a különböző csövek, kábelek falon történő átvezetésével, valamint a személy- és teherbejárók kialakításával szemben.

A biztonsági védőköpeny alkalmazását először - több mint 30 éve - az USA-ban írták elő, s bizonyos ingadozással és késéssel követte őket a többi nyugati ország is. A Szovjetunióban korábban nem tartották valószínűnek azokat a baleseteket, amelyek kivédéséhez ilyen szerkezet szükséges, ezért a biztonsági védőköpeny alkalmazását nem írták elő. Az utóbbi években megváltozott eme álláspont, következésképpen az újabb VVER-es atomerőműveket már ilyen védőköpennyel építik. A Paksi Atomerőműnél alkalmazott hermetikus helyiségek rendszere, kiegészítve az ún. lokalizációs toronnyal, lényegében a biztonsági védőköpenyéhez közeli funkciókat tud ellátni.

2.5. Az emberi tényező szerepe a biztonságos üzemeltetésben

Az üzemeltető tevékenysége során a technika és a pszichikum kapcsolata valósul meg. Az ember-gép rendszerrel összefüggésben az ember funkciójának modelljét Rassmussen közölte [20]. A szerző szerint:

- az ember része a biztonsági rendszernek, de
- az ember funkcionális tulajdonságai a munkahelyzet emocionális sajátosságaitól függenek.

Hogy az ember szerepe nem elhanyagolható a biztonsági rendszerben, következőképpen az atomerőmű biztonságos üzemeltetésében, régebben is ismert volt, de fontossága különösen a TMI-2 balesete után vált hangsúlyossá. Főleg rendkívüli szituációban igen nagy a helyes és helytelen diagnosztizálás jelentősége. Tévedések és hibás döntések bármikor előfordulhatnak. Az emberi hiba lehet

- egy személynek egy eseménysort kiváltó cselekedete, vagy
- egy személy részéről a szükséges cselekvés elmulasztása.

Okai igen sokfélék lehetnek pl. maga az ember; a körülmények, amelyek között dolgozik; a berendezés konstrukciója; a feladat teljesítéséhez szükséges információ; üzemeltetési leírások; képzés stb.). Látjuk, hogy eme okok jelentős része is magával a technikával függ össze. De nem elhanyagolható a helyes üzemeltetési leírások, utasítások szerepe sem. Ezek két nagy csoportba tartoznak:

- normál üzemeltetési eljárások leírása;
- szükséghelyzeti üzemeltetési eljárások leírása.

Tapasztalatok szerint eme utóbbiban jelentkeznek a legnagyobb hiányosságok világszerte. E leírások a lehetséges rendkívüli események elemzése alapján állíthatók össze. A folyamat - elemzések lehetnek:

- esemény-orientáltak,
- tünet-orientáltak.

A ma meglévő elemzések elsősorban esemény-orientáltak. Tudni kell azonban, hogy ezek eredményei csak akkor vezetnek a kezelőt helyes döntéshez, ha már felismerte, hogy milyen eseményről van szó. Ez

azonban nem magától értetődően teljesül, különösen valamely rendkívüli eseménysor elején. A kezelő ebben az időben bizonyos tüneteket észlel, és azokból kell következtetnie az eseményekre. Emiatt különösen fontosnak tartjuk a tünet-orientált elemzéseken alapuló üzemeltetési leírások, utasítások rendelkezésreállítását és ismeretét. Ezek alapján a kezelő felismerhet bármely sajátos eseményt, majd ez alapján meghatározhatja az elvégzendő teendőket.

Az atomerőmű biztonságos üzemeltetésében betöltendő szerepnek csak olyan személyek felelhetnek meg, akik rendelkeznek az ehhez szükséges képességekkel, tudással és készséggel. A személyzetnek rendelkeznie kell a következő készségekkel: szakképzettség, tapasztalat, egészség, rátermettség. Ezek megszerzése érdekében teljeskörű képzettségi és képzési követelményrendszer teljesítését kell előírni. Ennek ki kell terjednie egyrészt a teljes személyzetre, másrészt a normál üzemi szituációkra történő felkészülésen kívül ki kell térniük a baleseti szituációk levezetésére való készség megszerzésére is.

Fentiekén túl a biztonságos üzemeltetésnek szervezési, a különböző felelősségi szinteket egyértelműen körülhatároló szervezeti és egyéb feltételei is vannak.

2.6. Az atomerőművek biztonsági elemzése

Az atomerőművek tervezése során részletesen elemezni kell a biztonság kérdéseit. Ennek eredményeként igazolni kell, hogy a létesítmény baleseti körülmények között is veszélytelen a környezetre.

Az első atomenergetikai alkalmazásoknál a biztonsági elemzéseket - a különféle feltételezett eseménysorokra végzett vizsgálatok mellett (pl. szabályozórúd kilökődés, keringtetőszivattyú beszorulás, áramellátás kimaradás stb.) - a "legnagyobb hihető baleset" (MCA: Maximum Credible Accident) következményeinek értékelésével végezték. Néhány ilyen elemzés legfontosabb paramétereit a 2.7. táblázat [21] tartalmazza.

2.7. táblázat. MCA események feltételezett indító eseményei országoként (példák)

Reaktor	Tipus	Ország	MCA-hoz vezető meghibásodás	Zónaolvadás feltételezése	Kézi beavatkozás szükségessége
Vallecitos	BWR	USA	1/tartálytörés 2/leállás utáni hűtés kiesése	igen	nem
Dresden	BWR	USA	primer csővezeték törése	igen	nem
Kahl	BWR	NSzK	1/primer csővezeték törése 2/vészhűtés kiesése	igen	nem
Yankee	PWR	USA	1/primer csővezeték törése 2/biztonsági hűtőrendszer kiesése	igen	nem
Savannah (hajó)	PWR	USA	primer csővezeték törése	igen	nem
MZFR	PWR	NSzK	1/primer csővezeték törése 2/több biztonsági hűtőrendszer kiesése	igen	nem
Calder Hall	GCR	Anglia	1/primer hűtőrendszer törése 2/egyéb rendszereken lévő szelepek 50%-ának meghibásodása	nem	igen
AVR	HTGR	NSzK	1/szekunder körű csővezeték törése 2/gáz tolózárak meghibásodás 3/szabályozó rudak nem esnek le	nem	nem

A táblázatból látható, hogy - sok közös feltételezés ellenére - a "méretezési baleset" fogalma definiálatlan volt, az illetékes hatóságok ad hoc feltételek és feltevések, scenariók alapján engedélyezték egy-egy rendszer működését. A helyzet sokáig volt ilyen.

A kezdeti ellentmondásosságra jellemző az alábbi.

Még a 60-as évek végén is az volt a Szovjetunióban a hivatalos vélemény, hogy "az atomerőműlétesítés tapasztalatai alapján állítható, hogy nagy átmérőjű (200-500 mm) csővezetékek és nagy berendezések (reaktortartály, szivattyú test, tolózárak) hirtelen történő teljes széttörése gyakorlatilag nem valószínű". A VVER-440 eredeti épületi kialakításában biztonsági védőköpeny nem szerepel. (Kozloduj, Bohunice, Dukovani stb); a hermetikus tér méretezése kisebb átmérőjű csőtörések utáni eseményekre történik. A befejezőrendszer csőtöréssel egyidejű meghibásodása esetén a hermetikus tér építészeti egységének védelmére robbanóajtókon lehet a légkörbe engedni a felgyülemlett közeget.

A 80-as évek gyakorlatilag minden atomerőműépítő országban definiálták az ún. "méretezési baleset" fogalmát. Erre a biztonságtechnikai elemzések eredményeinek összevethetősége során van elsősorban szükség: az ilyen "alapfeltevésre" alapozott vizsgálat szolgálhat bizonyos előírások megfogalmazásához, kritériumok meghatározásához. A méretezési balesetként vízhűtésű, vízmódorálású reaktorok viszonylatában a "hűtőközeg elvesztési baleset (LOCA)" definiálásával leírható eseménysorozat következménye vált nemzetközi konszenzus alapján figyelembeveendő alapesemény vizsgálatává.

Az USA-ban (itt születtek meg legelőször az atomenergetikai alkalmazások hatósági engedélyezési-felügyeleti rendszerének konzisztens előírásrendszerei) például a vizsgálandó eseménysorok a 2.8. táblázatban kerültek összefoglalásra [22]. (Meggjegyezzük, itt csak a nukleáris biztonságtechnikai szempontból fontos eseményeket tüntetjük fel.)

2.8. táblázat. A környezetvédelmi jelentéshez szükséges feltételezett balesetek.

Osztály	Leírás	Példák
1	egyszerű balesetek	a biztonságvédelmi tartályba történő kisebb szivárgások
2	biztonságvédelmi tartályon kívüli kisebb kibocsátások	szivárgás a segédépületből, szellőzőrendszer meghibásodása
3	hulladékkezelő rendszer meghibásodások	berendezés szivárgás, vagy rossz működés; folyadék- vagy gáz-tároló tartály szivárgása
4	hasadóanyag szivárgás a szekunder rendszerbe (forraló reaktornál primer rendszerbe)	burkolat meghibásodás, tervezésen túlmenő tranziensek, gőzfejlesztő szivárgás
5	átrakási baleset	üzemanyag elejtés; zónában lévő üzemanyagra súlyos tárgy esése
6	kiegített üzemanyag kezelési baleset	kiegített üzemanyag beejtése a tárolóba, kiegészített üzemanyagra súlyos tárgy esése, üzemanyag szállítótartály leejtése
7	Baleset indító események a "tervezési baleset" definíciójában, ill. a biztonsági jelentésben	hűtőközeg elvesztés ("kicsi" és "nagy"), szabályozórúd kilökés (PWR), vagy elejtés (BWR), biztonsági védőtartályon kívüli csőtörés (PWR), gőzvezeték törés (BWR)

A Szovjetunióban a különböző típusú atomerőművek biztonsági tervezésénél bizonyos kettősség érezhető.

I.H.Margulova könyvéből idézünk [23] : "A VVER-440 típusú reaktorral működő atomerőművek két változatban, biztonsági védőköpennyel és anélkül épülnek. Az RBMK-1000 típusú reaktornak nincs egységes biológiai védelme, mivel méretei lényegesen nagyobbak, mint a hasonló teljesítőképességű tartálytípusú reaktoroké. A 3.15. ábrából látható, hogy a VVER-1000 reaktorra jellemző egységes biológiai védelem helyett az RBMK reaktorüzemi berendezései egyedi beton blokkokban vannak."

3. Az RBMK REAKTORTIPUS BIZTONSÁGÁNAK ELEMZÉSE

A forrásban lévő vízzel hűtött, csatorna típusú, grafit-moderátoros reaktor (RBMK) egyike ama reaktortípusoknak, amelyeken a Szovjetunió nukleáris energetikai fejlesztései alapulnak [24]. Ezt egy sor tényező határozza meg, köztük a reaktorépítés nemzeti tapasztalatai és az ország gazdasági sajátosságai. A csernobili atomerőmű-baleset előtt a Szovjetunióban kereken 17000 MW(e) volt üzemben és 15000 MW(e) építési fázisban. A balesetet szenvedett reaktor ebbe a típuscsaládba tartozik.

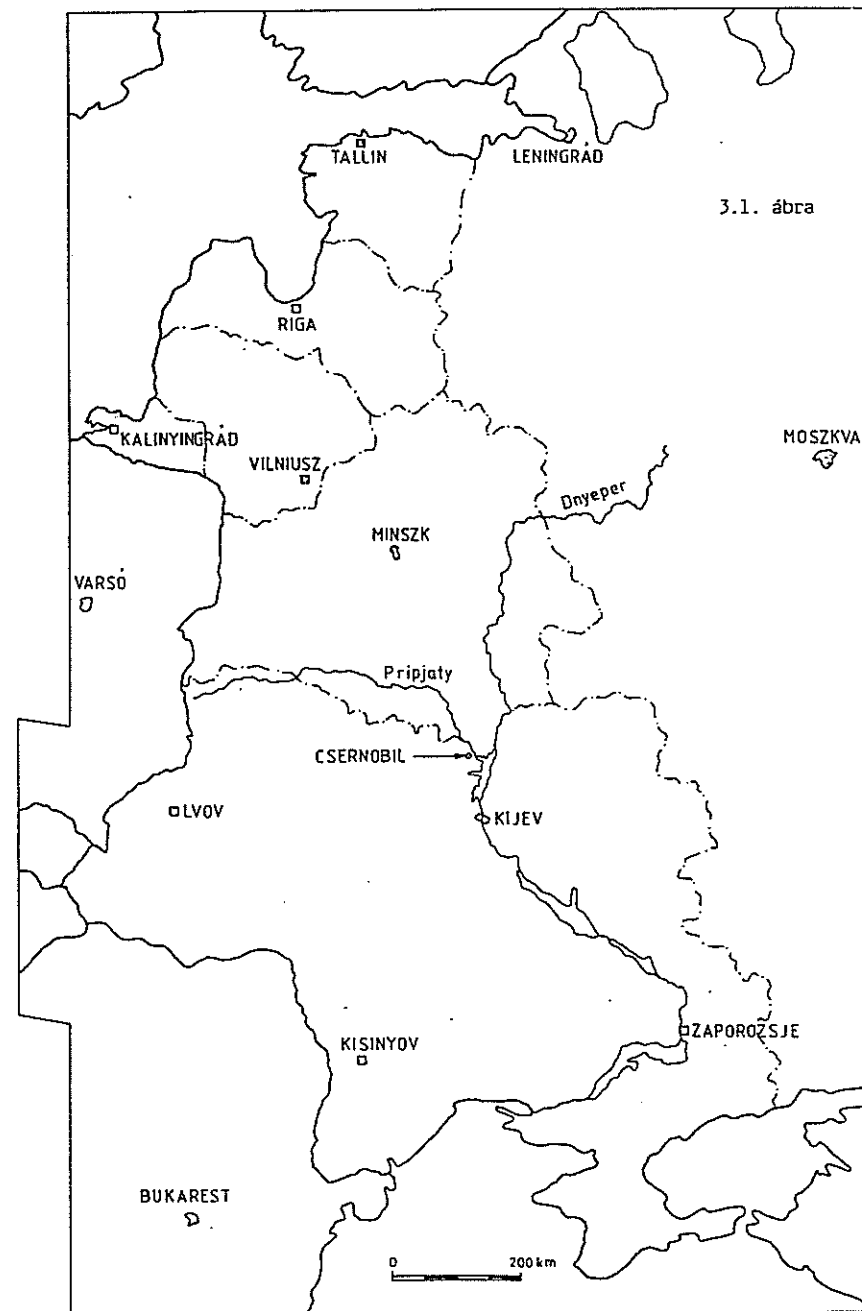
3.1. A telephely

A telephely elhelyezkedését Ukrajnában a 3.1. ábrán lévő térképen mutatjuk meg. Az erőmű szűkebb környékét az üzembe helyezett - RBMK-1000 - atomerőműblokkok elhelyezkedésével a 3.2. ábra mutatja [25]. A négy blokkot a hűtőtől távolodó sorrendben építették. Üzembekezdésük ideje (az első párhuzamos kapcsolás az együttműködő rendszerrel) [26] :

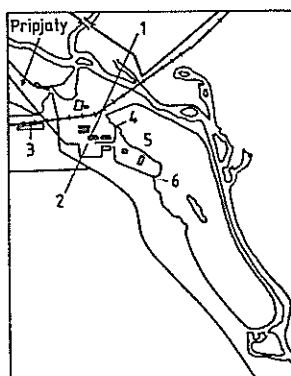
- 1. blokk: 1977 szeptember
- 2. blokk: 1978 december
- 3. blokk: 1981 december
- 4. blokk: 1984 március.

Megjegyezzük, hogy a 3.2. ábrán nincs feltüntetve a jelenleg épülő, 5. és 6., ugyancsak RBMK-1000 blokkot tartalmazó 3. reaktorépület és gépházkomplexum. Ezek a megelőző épületek folytatásaként helyezkednek el. Tervezett üzembekezdésük ideje [26]

- 5. blokk: 1986
- 6. blokk: 1988



3.1. ábra



1. sérült reaktor
2. Csernobili Atomerőmű
3. vasútállomás
4. vízkivétel
5. hűtőtor
6. melegvíz csatorna

3.2. ábra. A Csernobili Atomerőmű környéke

3.2. Az RBMK-1000 blokkok műszaki ismertetése

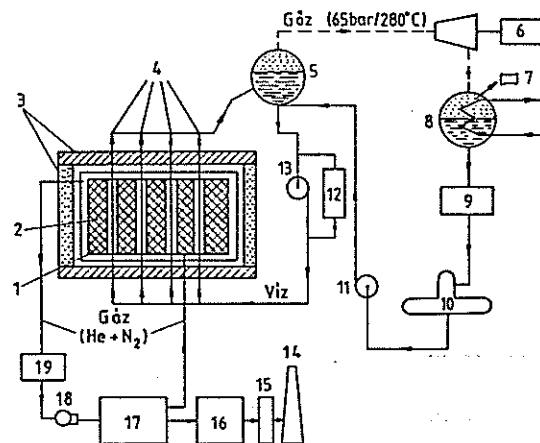
Az RBMK reaktor grafitmoderátorú, vízfóraló típusú berendezés (Reaktor Bolsoj Moscsnosztyi Kipjascsi). Az első ilyen típusú berendezés az Obnyinszkban 1954-ben üzembe lépett - a világ első kereskedelmi célú atomerőművének is nevezett - 5 MW villamos teljesítőképességű atomerőmű reaktora volt. Ebből fejlesztették ki a bjelozarszki Kurcsatov atomerőmű és a Troitszki atomerőmű blokkjait (Troitszk: 6x100 MW(e); Bjelozarszk: 100 + 200 MW(e)). A fejlesztés következő lépcsője volt a leningrádi Lenin atomerőműben először alkalmazott RBMK-1000 típusú, 1000 MW(e) teljesítőképességű blokk. Jelenleg a legnagyobb üzemelő egység 1500 MW(e) teljesítőképességű, és dolgoznak a 2400 MW(e) kapacitású blokk tervein. Az üzemelő, illetve építés alatt álló RBMK erőművek telephelyeit és teljesítőképességét a 3.1. táblázat tartalmazza [25].

3.1. táblázat. RBMK atomerőművek a Szovjetunióban

Telephely	Üzemelő blokkok MW(e)	Épülő blokkok MW(e)
Leningrád	4x1000	
Kurszk	4x1000	
Szmolenszk	2x1000	4x1000
Csernobil	4x1000	2x1000
Ignalina	2x1500	2x1500
Kosztroma		4x1500
Összesen	17000	15000

Az RBMK reaktort csak a Szovjetunió építi. Vízhűtésű (de nem elgőzölögtető) grafitmoderátoros reaktort már az 1940-es évek elején létesítettek az USA-ban (Hanford, itt több ilyen rendszer is üzemel, erőművi méretűnek a 800 MW(e) kapacitású blokk tekinthető). Az elgőzölögtető vízhűtésű, de más moderátort alkalmazó, Angliában, Winfrith-ben létesített SGHWR rendszer (nehésvíz moderátorral) ugyancsak "rokona" lehet az RBMK rendszernek.

Az RBMK reaktor - eltérően az egyéb vízhűtésű reaktoroktól - grafitmoderátorú. Az aktív zóna nem nagyméretű, nyomásálló tartályban helyezkedik el, hanem a nyomás alatti rendszer a grafiton keresztülhaladó kis-átmérőjű csövek sokaságából áll. Az RBMK-1000 típusú reaktorblokk egyszerűsített sémáját mutatja - a legfontosabb segédrendszerekkel - a 3.3. ábra [27] nyomán. A reaktor egy 21,6x21,6x25,5 m méretű betonaknában helyezkedik el, a betonra fémváz segítségével támaszkodik. A tartószerkezet egyben a biológiai védelem része is. A reaktort körülvevő hermetikus köpeny He-N₂ töltőgáza részben a grafit hűtésére, részben a reaktor külső levegőtől való elzárására szolgál. A He-N₂ keverék zárt



3.3. ábra. RBMK reaktorokkal ellátott atomerőművek technológiai sémája

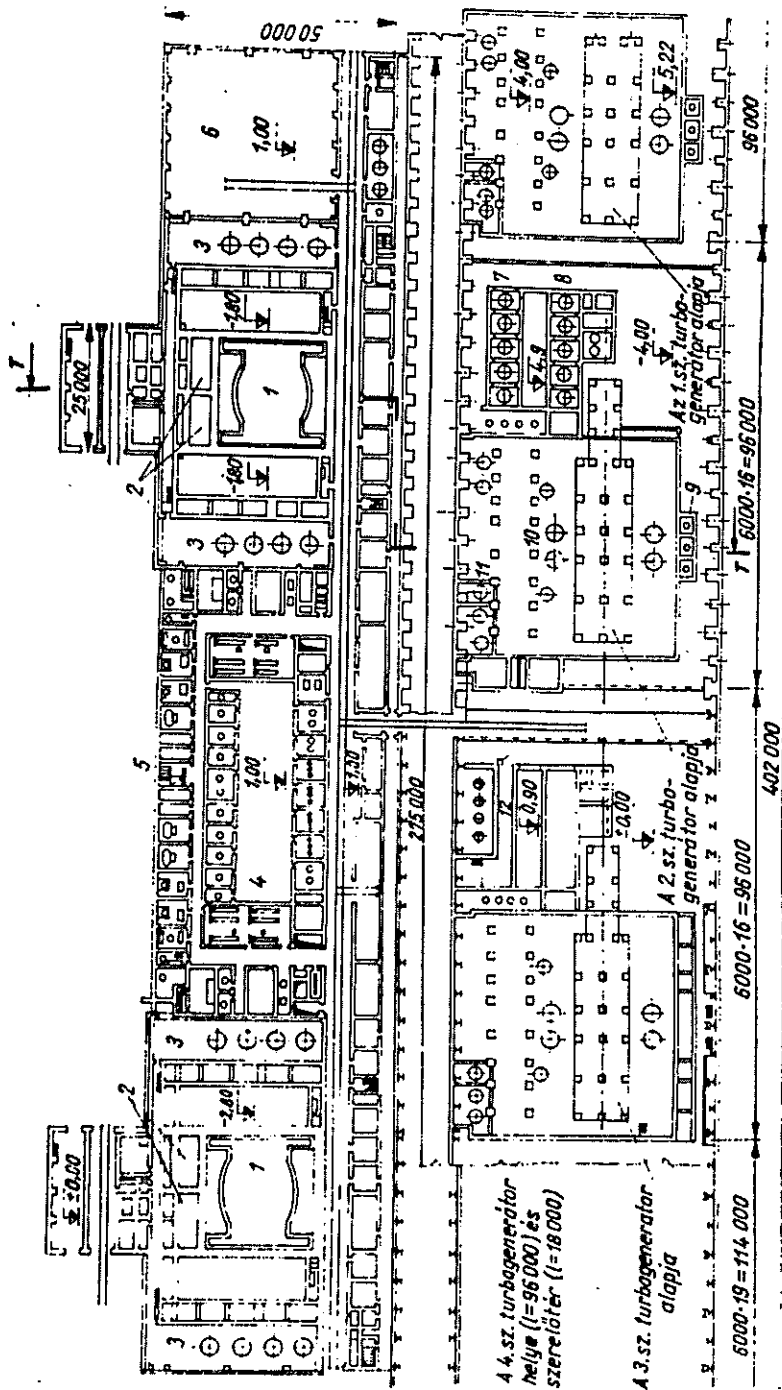
1 reaktor, 2 grafitmoderátor, 3 biológiai védelem, 4 üzemanyag csatornák, 5 leválasztó dob, 6 turbogenerátor, 7 légszivattyú, 8 kondenzátor, 9 kondenzátumtisztítás, 10 gáztalanító, 11 tápszivattyú, 12 mellékáramkörű víztisztító, 13 fő keringetőszivattyú, 14 szellőzőkémény, 15 aeroszolszűrő, 16 tartály a gáz pihentetéséhez, 17 CO_2 , CO , H_2 , NH_3 adszorber, 18 kompresszor, 19 aeroszol- és jódszűrők.

körben kering, amelynek gáztisztítójában CO_2 , CO , H_2 , NH_3 kivonást is előirányoztak, hogy az esetleg előálló, kismértékű vízszivárgásokból adódó reakciótermékektől a keverék megtisztítható legyen. A rendszer egyben az üzemanyagcsatornák hermetikussága ellenőrzésére is szolgál. A gáznyomás a rendszerben - üzemi körülmények között - gyakorlatilag atmoszférikus (20 mm vo. túlnyomást tartanak).

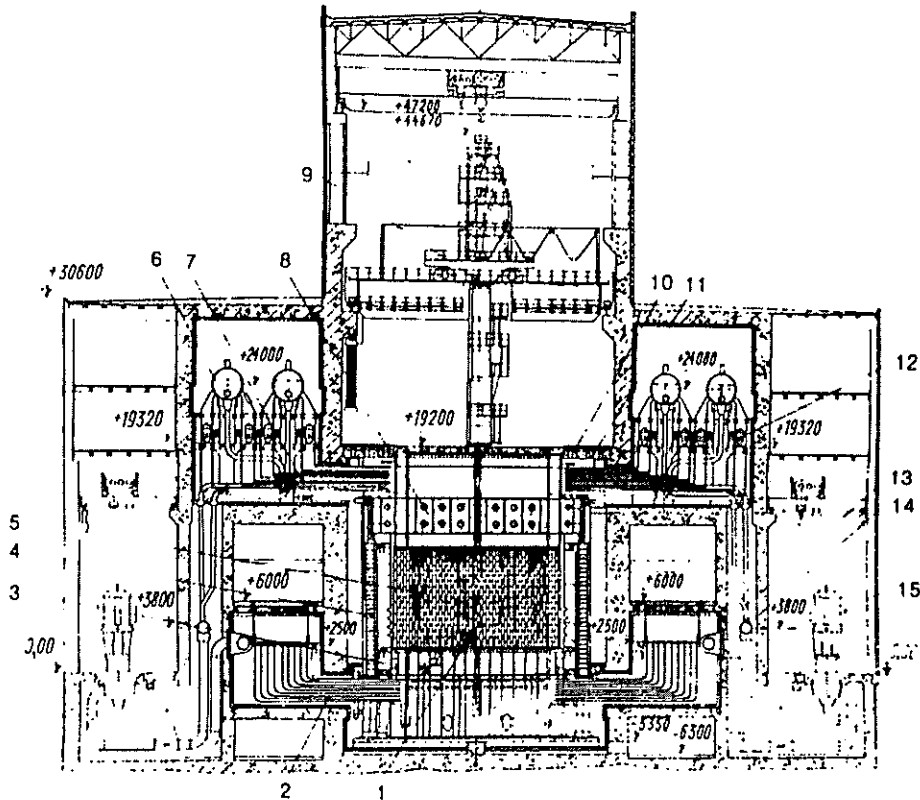
Az RBMK rendszer úgynevezett egykörűs felépítésű atomerőmű-blokk. A reaktorban az üzemanyagcsatornába belépő víz felmelegszik, majd részben (átlagosan 14,5 tömegszázalékban) elgőzölög. A gőz-víz keverék a 70 bar üzemi nyomású vízleválasztó dobokba (összesen 4 db) kerül, innen a telített gőz a 2 db, egyenként 500 MW(e) teljesítőképességű kondenzációs gőzturbinába jut. A leválasztó dobokba jut vissza a munkát végzett gőz előmelegített kondenzátuma, teljesáramú kondenzattisztítás és a gáztalanítás után 165 °C hőmérsékleten. A leválasztó dobokból - a tápvíz és a víz-gőz keverék víz részének elegyét - a keringető szivattyúk juttatják be az üzemanyagcsatornába. A reaktor vízforgalma 37500 t/h, a turbinák összes gőznyelése 5400 t/h.

A vízleválasztó dobok átmérője 2,3 m, hosszuk 30 m, tömegük egyenként 200 t (anyaguk szénacél, belül rozsdamentes bevonattal). A reaktor egy-egy oldalán 2-2 leválasztódob helyezkedik el, az ezekből induló 300 mm átmérőjű ejtőcsövek a szivattyúk előtt oldalanként gyűjtőkamrákba vannak összefogva (ezek átmérője 900 mm). A gyűjtőkamrákhoz oldalanként 4-4, lendkerekes villamos hajtású centrifugál keringető szivattyú tartozik (3-3 üzemel, 1-1 tartalék, egységteljesítőképességük kereken 7000 m³/h, 1-1 villamos motor teljesítményfelvétele 5,5 MW) a szivattyúktól központi osztókamrákba jut a víz, ahonnan 22-22 elosztókamrán keresztül lép az üzemanyagcsatornához csatlakozó tápvezetétekbe. A keringető szivattyúk nyomó- és szívócsoncja közötti nyomáskülönbség hajtja keresztül a víz egy részét a mechanikus és ioncserélő szűrőt tartalmazó, 200 t/h kapacitású víztisztítón. 1-1 szivattyú üzeme esetén a reaktoron átfolyó hűtővízforgalom a névleges értéknek kereken 40%-a.

Az RBMK rendszer ikerblokkos építészeti kivitelben készül. Egy ikerblokk alaprajzi elrendezését a 3.4. ábra [28], a leválasztódobok, keringető szivattyúk elrendezését mutató főmetsetet pedig a 3.5 ábra [29] mutatja. A 3.4 ábrán látható, hogy a két blokkhoz tartozó gáztisztítórendszernek, valamint a részáramú víztisztítórendszernek vannak közös helyiségei.



3.4. ábra.



3.5. ábra. RBMK reaktor épületének metszete

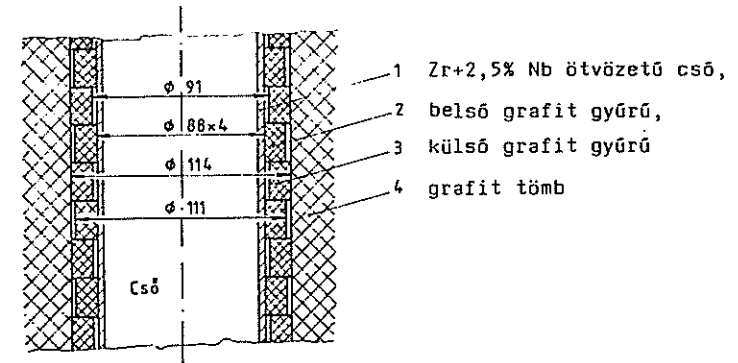
1 hordozó fémszerkezet, 2 csatornánkénti vízcsővezetékek, 3 alsó fémszerkezet, 4 oldalsó biológiai védelem, 5 grafit tömb, 6 leválasztó dob, 7 csatornánkénti gőz-víz csővezetékek, 8 felső fémszerkezet, 9 üzemanyag átrakó gép, 10 felső középső födém, 11 felső oldalfödém, 12 üzemanyag hermetikuságát ellenőrző rendszer, 13 fő keringető szivattyú, 14 gyűjtőkamra, 15 elosztó kamra.

Egy reaktorhoz 2 db, telített gőzzel működő, 500 MW(e) egységteljesítőképességű, 3000 ford/perc fordulatszámú, 1200 t tömegű turbina tartozik, egy nagynyomású és négy kisnyomású turbinaházzal. A nagy- és kisnyomású házak között szeparátor és közbenső túlhevítő helyezkedik el. Két, egyenként 500 MW(e) teljesítőképességű, háromfázisú, hidrogén- és vízhűtésű villamos generátor tartozik a turbinákhoz.

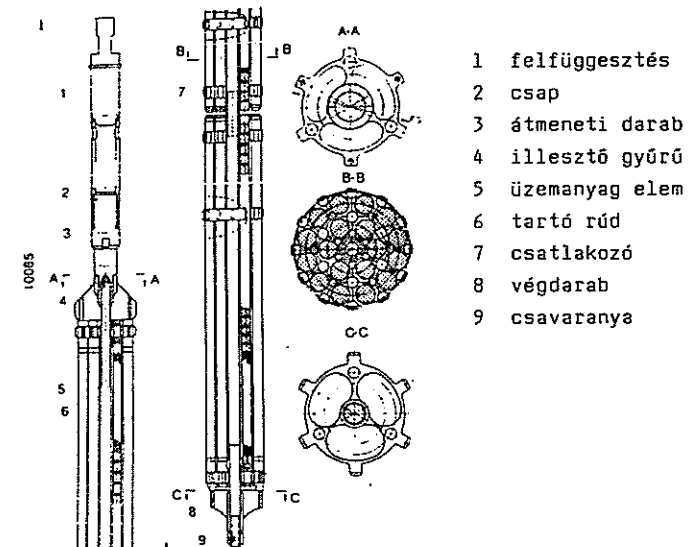
3.3. Az RBMK rendszer reaktora, nukleáris jellemzők

A reaktor aktív zónájának magassága 7 m, egyenértékű átmérője 11,8 m. A grafit-reflektorral együtt adódó magasság 8 m, átmérő 13,8 m. (A grafit sűrűsége $1,67 \text{ g/m}^3$). A zónában 2488 függőleges, $250 \times 250 \text{ mm}$ keresztmetszetű grafitoszlop van. A grafit teljes tömege mintegy 1700 t, hőmérséklete névleges teljesítményű üzem esetén 650°C körüli érték. A grafitoszlopokban helyezkedik el az összesen 1693 üzemanyagcsatorna, valamint 179 szabályozórúdat tartalmazó csatorna. Egy fűtőelemköteg mintegy 100-110 kg uránt tartalmaz. A 114 mm átmérőjű csatornában hőtágulást és hőátvitelt egyaránt lehetővé tevő grafitgyűrűkkel kitámasztva helyezkedik el a $88 \times 4 \text{ mm}$ méretű 2,5% nióbbiummal ötvözött cirkónium nyomástartó cső (lásd 3.6. ábra [30]). Az aktív zónán kívül a nyomástartó cső rozsdamentes acélcsövekben folytatódik. Az üzemanyagköteg 3,5 m magas, egy csatornában kettő van elhelyezve. Felépítése a 3.7. ábrán látható [29]. Egy köteg 18 elemből áll. Az üzemanyag UO_2 pasztilla, a burkolat 1% nióbbiummal ötvözött cirkónium (külső átmérő 13,5 mm, falvastagság 0,9 mm). Az üzemanyagcsatornán átáramló vízmennyiség a csatorna hőteljesítményének megfelelően - szabályozószeleppel - állítható (egy kiegészítő idő alatt általában két alkalommal szabályoznak).

A szabályozórúdat csatornáit külön rendszer hűti (belépő hőmérséklet itt $40-70^\circ \text{C}$), a szabályozórúdat anyaga bórkarbid, burkolatuk alumínium. Az RBMK reaktorban öt különböző célú



3.6. ábra. Üzemanyag csatorna metszete

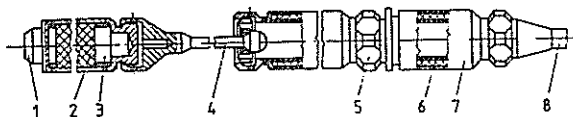


3.7. ábra. Az RBMK reaktor üzemanyag kötege

szabályozórúd csoport van:

- automatikus teljesítményszabályozó
- automatikus helyi szabályozás és védelem,
- kézi szabályozás a radiális teljesítményeloszlás kiegyenlítésére,
- axiális teljesítményeloszlás szabályozása,
- biztonságvédelmi rudak.

A kézi szabályozórúd felépítése a 3.8. ábrán látható [29]. A kézi szabályozórúd 5 kiszorító és 5 elnyelő tagból áll. Valamennyi tag kb. 1 m hosszú. A kiszorító tag egy teleszkópszerű vezetőrúddal csatlakozik az elnyelő taghoz. A rudak mozgási útja 6250 mm. Ugyanilyen felépítésűek a helyi szabályozást végző és a biztonságvédelmi rudak is. Az automatikus teljesítmény szabályozás rúdjai csak öt elnyelő tagból állnak, kiszorító tag nincs rajtuk. Mozgási tartományuk 4500 mm. Az eddig felsorolt szabályozó és védelmi rudakat felülről eresztik be a zónába. Ezekről eltérően alulról lép be a zónába az axiális teljesítményeloszlás szabályozására szolgáló rövid szabályozó rúd, amely 3 elnyelő és 5 kiszorító tagból áll, mozgása 7000 mm.



3.8. ábra. Az RBMK reaktor kézi szabályozó rúdja

1 támasztó, 2 grafit, 3 kiszorító tag, 4 vezető rúd,
5 gömbcsuklós csatlakozás, 6 B_4C elnyelő gyűrű, 7 elnyelő tag, 8 felfüggesztés

A kezdeti reaktivitástöbblet kompenzálására az üzemi csatornák egy részében - üzemanyag helyett bóracél és rozsdamentes acél abszorbenseket alkalmaznak, amelyeket később üzemanyagra cserélnek.

A reaktorban alkalmazott üzemanyag kezdeti dúsitása 1,8%, az induló töltet 155 t uránt, az egyensúlyi töltet 180 t uránt tartalmaz UO_2 formájában [31]. Az UO_2 olvadáspontja $2850^\circ C$. Az átlagos kiégetési szint 18,5 MWnap/kg. (Természetesen - az üzem alatti üzemanyagcsere lehetősége miatt - mód van arra is, hogy az üzemanyag kötegeket kisebb kiégéssel is kivegyék.)

Mint minden más reaktortípusban, a villamosenergia-termelés mellett az RBMK-ban is keletkezik plutónium, amely 4 izotóp - 239-Pu, 240-Pu, 241-Pu és 242-Pu - keveréke. Közülük a 239-Pu és 241-Pu izotópok ugyanolyan hasadóképesek, mint a természetben előforduló 235-U, ezért felhasználhatók reaktor üzemanyagként. A termelt plutónium mennyisége és összetétele mindenekelőtt a reaktor típusától, a behelyezett üzemanyag összetételétől és a kiégetési szinttől függ. Így pl. mind a PWR-ekben, mind az RBMK-kban - a rájuk jellemző kiégetési szintek mellett - 1 MW(e) év villamosenergia-termelésre mintegy 0,2 kg plutónium keletkezik, összetétele: 60-65% 239-Pu, 12-14% 241-Pu, 19-21% 240-Pu. Ha a kiégetési szintet csökkentjük, akkor csökken a termelt plutónium mennyisége, de javul, azaz a hasadóképes izotópok irányába tolódik el, az összetétel. Ez azt jelenti, hogy a mennyiség rovására javítható a minőség. Így pl. 10000 MWnap/tonna kiégetésnél a termelt mennyiség az előzőnek mintegy 40-50%-a, 2000 MWnap/tonna-nál pedig kb. 10-15%-a. A 239-Pu és 241-Pu együttes részaránya az összes plutóniumon belül első esetében 80-88%, a másodikban pedig 93-94%.

Az RBMK egyik fontos előnyének tartják, hogy az üzemanyagcsere üzem közben, a reaktor leállítása nélkül, azaz folyamatosan megvalósítható. A PWR-eknél ez nem lehetséges, mert a cseréhez a reaktort fel kell nyitni, erre pedig csak leállított, erősen negatív reaktivitású reaktorban van mód. Az RBMK-ban naponta 1-5 fűtőelemköteget cserélnek, elsősorban attól függően, hogy mennyi idő telt el a reaktor indulásától. Megjegyezzük, hogy e lehetőség

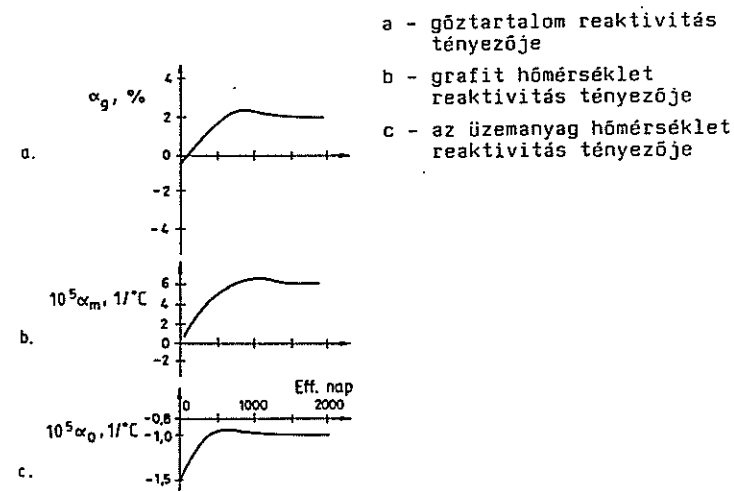
nemcsak az RBMK-nak, hanem a többi ún. nyomottcsöves reaktornak - pl. a kanadai CANDU jelű HWR-eknek - is sajátja. A folyamatos üzemanyagcsere megvalósítása igen bonyolult, folyamatos - nagy-igényű számítógépet is igénybevevő - programozással lehetséges. A folyamatos csere miatt a PWR, ill. VVER típusban alkalmazott-nál lényegesen alacsonyabb lehet az RBMK-zóna induló reaktivitástartaléka. Az állandósult állapot kb. 2-3 éves üzem után alakul ki.

3.4. Az RBMK reaktor belső (inherens) biztonságának értékelése

3.4.1. A reaktivitástényezők

Reaktorfizikai szempontból az RBMK lényeges tulajdonsága, hogy a névleges paraméterek - a munkapont - környezetében a zóna fölémoderált (ld. 2.1. ábra 2. jelű pont). Emiatt a reaktivitás gőztényezője pozitív, s így a hűtőközeg elgőzölgesének intenzifikálódása - legalábbis, amíg az igen megnövekedett gőztartalom miatt alámoderálttá nem válik - a reaktivitás növekedéséhez vezet. Hasonlóképpen a moderátor-grafit hőmérsékletére vonatkoztatott reaktivitástényező is pozitív, következésképpen a grafít melegedése pozitív reaktivitást visz a rendszerbe. Ennél a reaktortípusnál egyedül az üzemanyag hőmérsékletére vonatkoztatott reaktivitástényező negatív.

A most írtakat szemlélteti a 3.9. ábra [32], amely e reaktivitástényezők alakulását mutatja a kiégés függvényében. Látható, hogy kb. 2-3 éves üzem után alakulnak ki az állandósult állapotra jellemző hőmérséklet-, ill. sűrűség-visszacsatolási értékek ($\alpha_g = (2-2,5) \beta$; $\alpha_m = 6 \cdot 10^{-5} 1/C^0$; $\alpha_0 = -1 \cdot 10^{-5} 1/C^0$). A leírtakból következik, hogy a reaktorzóna hűtésének elégtelensége - azaz a gőztartalom növekedése - mindenképpen teljesítménynövekedésre vezet (legalábbis a folyamat kezdetén), és ezt a körülményt csak súlyosbítja, hogy a zóna nagy méretei miatt a teljesítményváltozások nem szükségképpen az egész zónára terjednek ki. E lo-

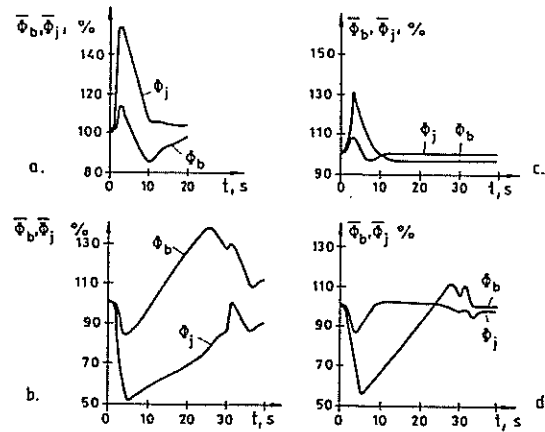


3.9. ábra. Az RBMK reaktor reaktivitástényezői az effektív üzemnapok függvényében.

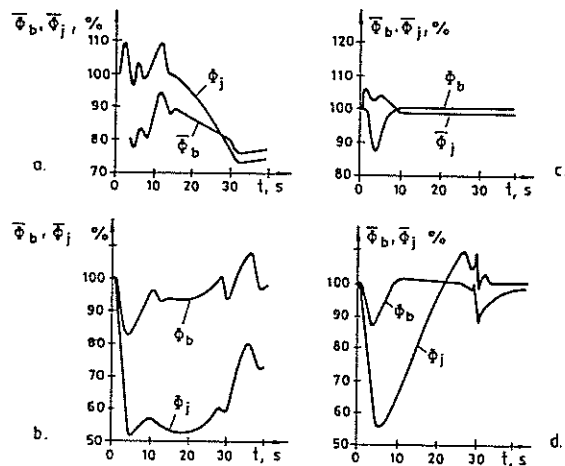
kális hatások lehetőségét növeli, hogy a folyamatos üzemanyagcsere következtében az üzemelő, tehát kritikus állapotban lévő zóna egyes részeinek jellemzőit változtatják ugrásszerűen.

E tekintetben az RBMK eltér mind a PWR-ektől, ill. VVER-ektől, mind a BWR-ektől. E reaktorokat ugyanis úgy építették, hogy az előbb említett valamennyi reaktivitástényező negatív az összes lehetséges normál és rendkívüli üzemi állapotban, azaz belső (inherens) biztonságuk sértetlen.

Az RBMK reaktorzónára vonatkozó teljesítményviszonyok számított alakulását mutatják - a zóna vészhűtőrendszer véletlen bekapcsolása esetére - a 3.10 - 3.11. ábrák [33]. A teljesítmény hőmérséklet-növekedés okozta növekedését a keringető szivattyúk

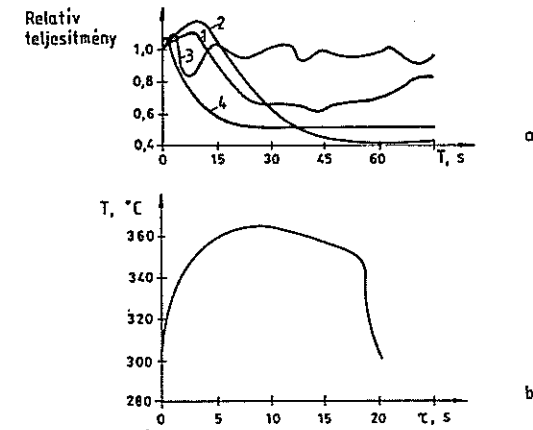


3.10. ábra. A reaktor jobboldali ($\bar{\Phi}_j$) és baloldali ($\bar{\Phi}_b$) neutron-fluxusának változása jobboldali üzemszabari hűtőrendszer véletlen bekapcsolása után az automatikus teljesítmény szabályozás (a/ és b/) ill. a helyi automatikus szabályozás (c/ és d/) működésekor, kezdeti töltet (a/ és c/) ill. egyensúlyi zóna (b/ és d/) esetére.



3.11. ábra. A reaktor jobboldali ($\bar{\Phi}_j$) és baloldali ($\bar{\Phi}_b$) neutron-fluxusának változása jobboldali üzemszabari hűtőrendszer véletlen bekapcsolása után az automatikus teljesítmény szabályozás és védelem (a/ és b/) ill. a helyi automatikus szabályozás és az automatikus teljesítmény védelem (c/ és d/) működésekor, kezdeti töltet (a/ és c/) ill. egyensúlyi zóna (b/ és d/) esetére.

következtében előálló viszonyok alakulása is jól jellemzi. A 3.12. ábrán mutatjuk meg [34] nyomán az RBMK reaktor "egyik oldali" 3 szivattyújából 1, 2, 3 kiesésének, illetve az egyik turbogenerátor egység kiesésének következményeit. Látható, hogy a teljesítmény ilyenkor is nő az események kezdeti periódusában.



3.12. ábra. Reaktor jellemzők változása üzemszavar esetén a/ a relatív teljesítmény: 1 - egy fő keringtető szivattyú kiesésekor; 2 - egy hurokban két fő keringtető szivattyú kiesésekor; 3 - fő keringtető szivattyúk rövididejű kiesésekor; 4 - a két turbogenerátor egyikének lekapcsolásakor; b/ a burkolat hőmérséklet változása egy hurokban két fő keringtető szivattyú egyidejű kiesése esetén.

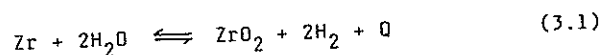
Úgy véljük, hogy 40% alatti részterhelések esetén - pl. karbantartás idején - még alacsonyabb a belső biztonság mértéke, melynek a következő magyarázata van. A 6 szivattyúból legalább 2-nek üzembe kell lennie. Úgy tudjuk, hogy e szivattyúk fordulatszám-szabályozása nem lehetséges és a rendszer fojtása nem megengedett. Emiatt 2 szivattyú üzembe esetén a primerköri

vízforgalom kb. a névleges érték 40%-a. Ha a reaktor teljesítménye a névleges érték 40%-ánál kisebb, akkor a 40% minimális vízforgalom mellett a zónából kilépő hűtővíz gőztartalma a névleges 14,5 tömegszázaléknál kisebbre, pl. 10% teljesítménynél kb. 3,5-4%-ra adódik. A hűtőközeg átlagsűrűségének emiatti növekedése folytán a zóna még inkább fölémoderálttá (ld. 2.1. ábrában a 2' jelű pont), következésképpen a reaktivitás gőztényezője még nagyobbá válik. Egy ilyen állapotú reaktorban esetleg bekövetkező pozitív reaktivitás ugrás (pl. fűtőelemköteg elmozdítás, szabályozórúd kilöködés következtében), majd az ezt követő teljesítménynövekedés a gőztartalom-növekedésen keresztül jelentős pozitív reaktivitást eredményez, ami a teljesítménynövekedés ütemét tovább fokozza. Ugyanez a helyzet, ha egy ilyen, részterhelésen üzemelő reaktorban a gőztartalom pl. a primerkör valamely elemében bekövetkező törés és az ezt követő vízkiáramlás miatt nő.

Ha a zónában az 1,8%-nál kisebb dúsitási üzemanyagot is behelyeznek - pl. foglalkoznak e gondolatokkal az induló zóna esetén - akkor a fölémoderáltság mértéke, következésképpen a reaktivitás gőztényezője szintén nagyobb lesz, következésképpen a belső biztonság csökken.

3.4.2. Lehetséges kémiai reakciók a reaktoron belül

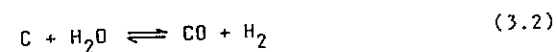
Ma már gyakorlatilag az összes vízűtő reaktorban cirkónium-ötvözetből készítik a fűtőelemburkolatot. Ez a helyzet az RBMK-nál is. Ha valamilyen okból - rendkívüli, baleseti szituáció következtében - a cirkónium hőmérséklete 1100 - 1200 C° fölé melegszik, a vízgőz és a burkolat között lejátszódik a következő exoterm reakció:



A reakció annál nagyobb intenzitással játszódik le, minél nagyobb a cirkónium és a vele érintkező vízgőz hőmérséklete. Látható, hogy a reakció következtében hidrogéngáz keletkezik. Bizonyos mennyiségű hidrogén keletkezik a víznek sugárzás okozta radiolízise nyomán is. Ha a hidrogénkoncentráció elér egy kritikus értéket, nyomán is. Ha a hidrogénkoncentráció elér egy kritikus értéket, és valamilyen módon - pl. éppen a balesetet kiváltó törés következtében - oxigén is jelen van, akkor ún. durranógáz keletkezik, ami berobbanhat. E veszély valamennyi vízűtő reaktorban megvan pl. a legnagyobb átmérőjű primerköri csőtörést követő folyamatok következtében. Emiatt a biztonsági védőköpeny (containment) tervezésénél erre tekintettel vannak.

Az RBMK-nak specialitása, hogy benne a grafit és a víz együtt van jelen. Ez szükségessé teszi, hogy megvizsgáljuk az ilyen rendszer biztonságtechnikai kérdéseit is.

A grafit - tudvalevően - a szén kristályos változata. Elméletileg meghatározott maximális sűrűsége 2,28 g/cm³, gyakorlati sűrűsége - a gyártási eljárástól is függően - 1,55 - 1,9 g/cm³ közötti érték. Az RBMK-nál alkalmazott grafit sűrűsége mintegy 1,67 g/cm³. 1 bar nyomás esetén 3650 C°-on szublimál. Levegő felületén a grafit kb. 450 C°-on kezd oxidálódni, kb. 600-700 C° körül kezd égni. Vízgőzzel oxidálható az ún. vízgáz-reakció során:



Általános célokra használt grafitoknál e reakció küszöbhőmérséklete mintegy 700 C°, s kb. 1000 C° fölé csak a jobboldali termékek vannak.

Látható (3.2)-ből, hogy a grafit és a vízgőz 700 C° fölé történő érintkezése esetén éghető gázok - CO és H₂ - keletkeznek, melyek oxigén jelenlétében égnak. A RBMK reaktoron belül - mint láttuk - a grafit hőmérséklete 650 C° körül van, következésképpen ha valamilyen sérülés folytán a grafit oxigénnel érintkezik, akkor éghet, ha vízgőzzel érintkezik, akkor a termelődő CO és H₂ termékek éghetnek. Egyébként a hidrogén - elsősorban 800-900 C° alatt reagálhat a grafittal metán képződése közben:

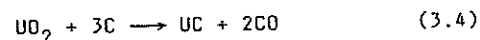


amely ugyancsak éghető.

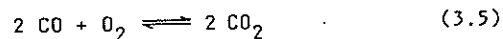
A vonatkozó irodalom tanúsága szerint az RBMK reaktoros atomerőmű nyomástartó rendszerének kismértékű szivárgásával és az ebből adódó grafit-vízgőz reakciók eredményeként adódó H_2 , NH_3 , CO , CO_2 termékek leválasztásával számolnak. Nagy mennyiségű gázfejlődést azonban az ezt feldolgozó rendszer nem tud kezelni, és kis túlnyomásra méretezettsége miatt un. "gyenge pont"-tá válik. A grafit védőgáz rendszer felnyílása esetén azonnal előáll a nagyobb - pl. H_2 - robbanás veszélye, valamint a grafit gyulladásának lehetőség is. Csak vélelmezhető, hogy - a néhány irodalmi forrásban megemlített - felső biológiai védelem részét képező víztartály sérülése során a forró grafitra folyó víz a hidrogéngáz keletkezését csak fokozhatja.

A grafit - vízgőz egy rendszeren belüli alkalmazásából adódó fenti lehetőségek a PWR, ill. a VVER és a BWR reaktoroknál a grafit hiánya, a gázhűtésű, grafit moderátorú reaktoroknál a vízgőz hiánya miatt nem állnak fenn.

Megfelelően magas - 1800-1900 °C feletti - hőmérsékleten a grafit reakcióba léphet az üzemanyagként behelyezett UO_2 -vel is a következőképpen:



A keletkezett UC az olvadáspontig stabil, de a vízzel hevesen reagál. A CO - megfelelő hőmérsékletre lehűtve - oxigén jelenlétében elég a



reakció keretében.

Nem ismerünk olyan irodalmi utalást, amely a fenti uránoxid-grafit reakciónak reaktoron belüli baleseti szituációban érvényes feltételek közötti lefolyásával, ill. konkrét lehetőségével foglalkozna.

3.5. A belső biztonságot kiegészítő egyéb biztonsági garanciák értékelése

Bármilyen belső biztonság esetén fennáll a reaktor meghibásodásának bizonyos mértékű veszélye. Emiatt szükség van olyan be- rendezésekre, rendszerekre, amelyek működésük révén segítenek megelőzni, ill. bekövetkezés esetén csökkenteni az üzemzavar, meghibásodás továbbfejlődését, veszélyes következményeit. Ezekről igen magasfokú belső biztonság esetén sem mondhatunk le, s még kevésbé nélkülözhetjük őket, ha a belső biztonság alacsonyabb szintű.

Az RBMK reaktorok normálüzemi és üzemzavar-leállítása ugyanúgy szabályozórudakkal történik, mint a VVER típusnál.

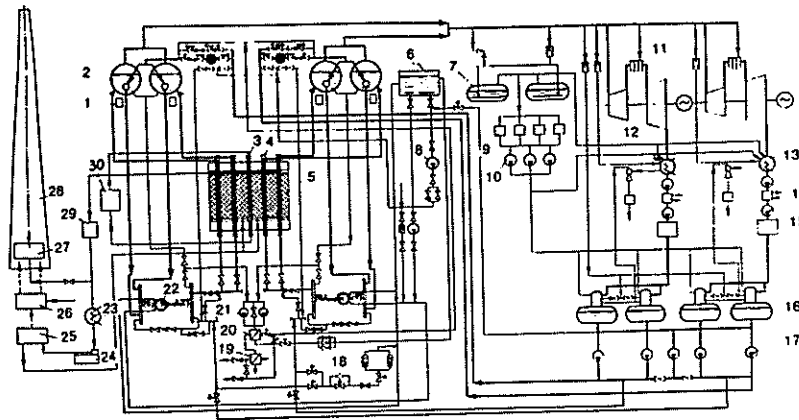
A szabályozó és biztonságvédelmi rendszer a reaktor-teljesítmény 4%/s sebességgel történő csökkentése útján szabályoz és megtartja az energetikai üzemmódot az olyan üzemzavarok esetében, amelyek nem teszik szükségessé a reaktor leállítását. Szükség esetén a reaktor teljesen leállítható 8%/s-os sebességgel.

A gyors üzemzavari védelmet, amely azonnal átviszi a reaktort a szubkritikus állapotba, még olyan esetben is, amikor az üzemzavar jel eltűnik, csak ritkán alkalmazzák.

A reaktor neutron-teljesítményét a teljes változási intervallumban - már a kritikus küszöbérték alatt - ellenőrzik. Egyes nyugati szakértők vitatják ezt, szerintük a teljesítményt mérő neutrondetektorok nem megfelelően működnek a kis teljesítmények tartományában.

A teljesítménysűrűség axiális és radiális eloszlásának ellenőrző rendszerében neutrondetektorokat alkalmaznak, részben az üzemanyagcsatornáknak, részben az e célra fenntartott csatornáknak. A fűtőelemek zártságát a szeparátor bemenő csővezetékében lévő gőz-víz elegy radioaktivitásának mérésén keresztül ellenőrzik. A csatorna csövek tömörségét a csatornán kívül áramló gáz tulajdonságainak a megváltozása alapján ellenőrzik. A leállított zóna hűtése a szekunderköri egyre csökkenő teljesítményű üzemével, valamint a turbinák gőzoldali megkerülésével (buborékkoltató kon-

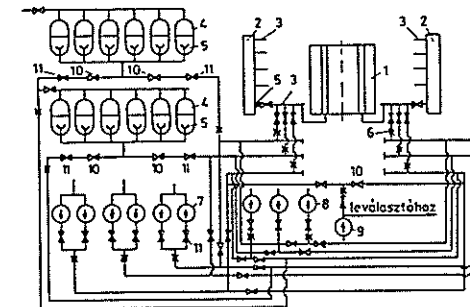
denzátorokba, ill. közvetlenül a főkondezátorba vezetett friss-gőz lecsapolásával) történik. A szükséges primerköri hűtővíz mennyiséget tároló tartályokból illetve a főkondezátorból nyelik (a szekunder köri elemeket tartalmazó zónahűtés sémáját a 3.13. ábrán tüntettük fel [35]).



3.13. ábra. Az RBMK-1000 blokk hőkapcsolása

1 - burkolat hermetikuság ellenőrző rendszer, 2 - leválasztó dob, 3 - mérő csatorna, 4 - üzemanyag csatorna, 5 - reaktor, 6 - üzemzavari víztartály, 7 - buborékoltató tartály, 8 - üzemzavari hűtővíz szivattyú, 9 - kondenzátorok, 10 - kondenzátum szivattyúk, 11 - cseppleválasztó és túlhevítő, 12 - turbogenerátor, 13 - kondenzátor, 14 - kondenzátum szivattyúk, 15 - kisnyomású tápvízleomelegítők (5 db sorbakötve), 16 - gáztalanító, 17 - tápvízszivattyúk, 18 - üzemzavari hűtőrendszer nyomástartója, 19 - utóhűtő, 20 - hőcserélő, 21 - maradék hő elvezető rendszer, 22 - fő keringető szivattyú, 23 - gázkör kondenzátora, 24 - kompresszor, 25 - hélium tisztító, 26 - gáztisztító, 27 - nedves gáztároló, 28 - szellőző kémény, 29 - csatorna hermetikuság ellenőrző rendszer, 30 - szabályozórúd hűtőrendszer szivattyúi és hőcserélői.

Az előzőekben - igen vázlatosan - áttekintett RBMK reaktor leírása, valamint néhány kiragadott neutronkinetikai tulajdonsága, a szabályozórendszer viszonylagos bonyolultsága szükségessé teszi, hogy a normálüzemi beavatkozásokhoz szükséges mérések és szabályozórúd működtetésekén túlmenő, az ún. méretezési baleset levezetéséhez tartozó aktív és passzív védelmi rendszerek áttekintésére is sor kerüljön. Az RBMK-1000 rendszer "méretezési balesete" is csőtörés típusú eseménysor. Az elvégzett vizsgálatok [36] 300 mm átmérőjű kollektor törését, illetve 900 mm átmérőjű kollektor törését elemezték, a tervezett zóna vészűtő rendszerek értékelésére. A zóna vészűtő rendszer kapcsolása a 3.14. ábrán látható.



3.14. ábra. Az RBMK-1000 reaktor üzemzavari hűtőrendszere

1 - reaktor, 2 - központi elosztó kamrák, 3 - elosztó kamrák, 4 - üzemzavari befecskendező rendszer víztárolói, 5 - úszószelepek, 6 - áramlás határolók, 7 - sérült reaktorfél hűtővíz szivattyúi, 8 - nem sérült reaktorfél hűtővíz szivattyúi, 9 - tápszivattyúk (5 db), 10 - gyorselzáró szelepek, 11 - visszacsapó szelepek

A 3.14 ábrán látható kapcsolás elemzéséből látható, hogy az RBMK rendszer üzemzavari vészhűtő rendszere elvben azonos a VVER típusnál alkalmazottal. A különbség a passzív rendszerben alkalmazott tartályok számában - és természetesen a szükséges elzáró-szerelvények (szelepek) számában - és a működtetéshez szükséges világos motorok és kapcsolók rendszerében van. A vészhűtő rendszer "felderaboltságát" nyilvánvalóan indokolja a reaktorhűtés megoldása: más-más méretű hűtőkimaradáshoz több, vagy kevesebb vész-hűtő kapacitás bevetése szükséges. Az ilyen típusú vészhűtő rendszer igen alapos periódikus ellenőrzést és a javítások igen gondos ütemezését (és megfelelő végzését) igényli.

A reaktorhűtés szempontjából a tartálytípusú reaktorokkal szemben itt alkalmazott nyomástartó csövek sokasága, a nagyobb mértékű előregyárthatóság és alaposabb ellenőrzés lehetősége miatt figyelemreméltó lehetőség. A hűtőrendszer azonban benyolult csőrendszerre válik, gyűjtőkamrákkal és az üzem közbeni üzemanyagátrakást lehetővé tevő, vagy abból következő szelepek-tolózárak sokaságával.

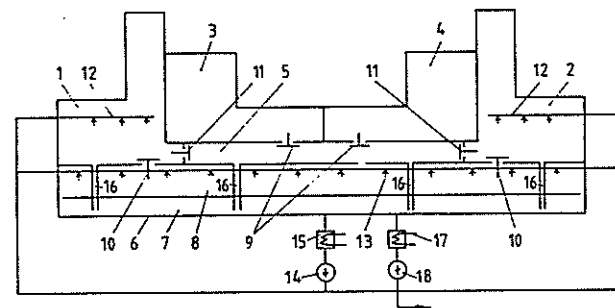
Az RBMK-1000 rendszer teljes reaktor-hűtőkörében hiányzanak a víz-vizes reaktorokban jellemző nagytérű vezeték. Így az esetleges csőtörések is "lassúbb" jelenségekre vezetnek, mint a víz-vizes reaktorokban feltételezett csőtöréses hűtőközeg elvesztési baleset. Nincs arra vonatkozóan adatunk, hogy a teljes hűtőrendszer megbízhatóságára a részrendszerek és komponensek megbízhatóságából kiindulva végeztek-e elemzéseket, mégis vélhető, hogy a bonyolult rendszer megbízhatósága kisebb, mint egyszerűbb (pl. víz-vizes forraló reaktor hűtőkör) rendszer esetén adódna.

Az üzemzavari hűtőrendszer működése bizonyos típusú eseményláncok levezetésénél döntő fontosságú. Az RBMK-1000 rendszeren alkalmazott általunk eddig megismert rendszerek átgondolt, hatékony működésű rendszereknek mondhatók. A vészhűtőrendszer több tartályra bontása vélhetően a nyomástartó csövek szekciókra osztásának megfelelő rendszert tartalmaz. A működéssel kapcsolatban azonban megállapítható, hogy igen sok a rendszerben az ún. aktív elem (szelepek, szivattyúk), ezek számának nagysága ismét a megbízhatóság kérdését veti fel (más kérdés, hogy a méretezési bal-

eset e rendszeren valóban egymás után következő, de egy-egy lépésben nem a teljes reaktorra kiható intézkedéseket követel meg). nem ismerjük a vészhűtések működéseinek pontos - elképzelt - eseménysorait, ezért nem tudjuk megítélni, hogy a legnagyobb következményű baleset elhárítására megbízható intézkedések tehetők-e.

3.6. Üzemzavari lokalizációs rendszer

Az RBMK rendszer összes reaktorköri berendezése a biológiai védelmen belül helyezkedik el. Az ún. lokalizációs rendszer hivatott a méretezési baleset következményeinek elhárítására. A rendszer vázlatát a 3.15. ábra mutatja [28].



3.15. ábra. RBMK reaktor lokalizációs rendszereinek elvi vázlata.

Az ábrán 1 ill. 2 számmal jelölt helyiségekben helyezkednek el a reaktorba vezető tápvíz csatlakozások, a fő- és elosztó kollektorok. A 3 ill. 4 helyiségekben az elosztó-gyűjtők, és a reaktorba vezető vízvezetékek helyezkednek el. Az üzemzavari hűtőszivattyúk az 1, 2 és 6 helyiségbe táplálhatnak vizet. Az 1, 2, 3, 4 helyiségek alatt gőzelosztó folyosót alakítottak ki (5). E folyosó alatt ún. buborékolató "tartály" helyezkedik el (6), ennek egy része víz (7), másik része atmoszférikus nyomású levegő (8). A lokalizációs rendszer (hermetikus helyiségek) 4,5 bar túlnyomásra méretezett.

Amennyiben - feltételezés szerint - főkollektor csőtörés következik be, a nyomás az 1 vagy 2 helyiségben nő, emiatt a helyiségeket a gőzelosztó folyosóval összekötő visszacsapó szelepek kinyitnak (11) és a gőz-víz keverék innen is, az 1 vagy 2 helyiségből is a buborékoltató "tartályba" jut. A buborékoltató tartály gáztere, valamint az 1 és 2 helyiségek térfogata fogja fel az ilyen esetben felszabaduló radioaktív gázokat. Hasonló eseménysor várható a 3 ill. 4 helyiségrendszerbe lévő elosztó gyűjtők bármelyikének törése esetén is (ekkor a 9 visszacsapó szelepek működnek).

Az üzemzavari lokalizációs rendszer elvében azonos a nálunk is alkalmazott rendszerrel (Paksi Atomerőmű): csőtörés típusú balesetnél - a méretezési csőtörés esetén* - vízáron buborékol át a felszabaduló gőz, ahol kondenzálódik, így csak a nem kondenzálódó anyagok hermetikus térben tartására van szükség. Az RBMK hermetikus rendszerének térfogatáról nincs adatunk.

Fontos különbségnek tűnik a nálunk alkalmazott rendszerrel szemben viszont, hogy az RBMK hermetikus rendszere nem terjed ki - legalább is a rendelkezésünkre álló információk szerint - a reaktorzóna-kilépés utáni csővezetéseket tartalmazó terekre, így a gőzleválasztóra sem, és az ejtőcsövek, keringetőszivattyúk blokkjára sem. További eltérésnek látszik, hogy az RBMK rendszerben el van választva - geometriailag is - egy-egy "fél" reaktorral kapcsolatos hűtőrendszer.**

A lokalizációs rendszerben lévő nyomás csökkentésére befecskendező rendszer szolgál (12 ill. 13). E rendszerekben a csapadékvizek visszahűtés után (15 ill. 17) szivattyúzás (14) segítségével kerülnek vissza a befecskendező fűvókákba. A 18 szivattyú az elválasztó kollektorokba is szállít vizet.

* Megjegyzés: a rendelkezésünkre álló adatok ϕ 300 mm elosztó kollektor, ill. ϕ 900 mm főkollektor törés lehetőségeiről szólnak [34,36].

** Megjegyzés: a két elválasztott rendszer vészhűtőrendszer oldalról történő "közösítéséről" nincs megbízható információnk.

A leírtak alapján úgy látszik, hogy az RBMK reaktorok körüli vastag betonfalakkal épített terek legalább "részleges biztonsági védőköpenyek" tekintendők. Világos "gyenge pont" azonban a reaktor feletti tér, ahol - durván - 1900 záródugó található (üzemanyag és szabályozó csatornák), amely sík betonfalakkal és konvencionális tetővel határolt. E térben gyenge depressziót tartanak fenn, a befelé történő szivárgás előidézésére. A rendszer azonban nem képes $9,45 \cdot 10^{-4}$ bar-nál nagyobb túlnyomás, vagy tűz elviselésére. E gyenge pont akkor válik kritikussá, ha a reaktorra, ill. a reaktortetőre is kiterjedő meghibásodás, baleset következik be.

A szovjet tervezők úgy vélték [24], hogy az egész reaktort nem célszerű bezárni egy egységes biztonsági védőköpenybe, mert a reaktorban nincs egy térfogatra koncentrált nagy nyomású forró víz. A csernobili atomerőműben lezajlott események megmutatták, hogy e tervezői filozófia legalábbis megkérdőjelezhető.

E tekintetben az RBMK-k eltérnek a nyugati és a KGST országokban újabban épített atomerőműveitől, köztük a Paksi Atomerőműtől is.

3.7. Kivitelezés és üzemeltetés minősége.

A csernobili atomerőmű-baleset előtt egy hónappal, 1986 március 27.-én a Literaturna Ukrajnában jelent meg Pripjaty városból Kovalevszka Ljubov "Nem magánügy" című cikke, mely az atomerőmű 5. blokkjának építésénél, szerelésénél mutatkozó hiányosságokról ír igen kritikusan. A következő főbb problémákat látja, megjegyzeve, hogy azok az ország más építkezéseire is jellemzőek:

- Az ötödik blokk építési idejét három évről kettőre csökkentették, anélkül, hogy ehhez a szükséges feltételeket megteremtették volna. Az irányító szervek megvalósíthatatlan programot igyekeznek ráerőszakolni az építőkre.
- E sietség, párosulva az egyébként is meglévő szállítási problémákkal, fegyelmezetlenséggel az építési munkákban szervezetlenséget, kapkodást okoz.

- A terv- és költségvetési dokumentáció alacsony minőségű, ami pótlólagos munkákat, átdolgozásokat tesz szükségessé a helyszínen.
- A szállítási késedelmek mellett további probléma, hogy a leszállított anyagok, szerkezetek között évek óta rengeteg a selejt. Több, ebben a hiányosságban elmarasztalható vállalatot nevének nevez a cikkíró.
- A szervezetlenség az atomerőmű építési területén is gyengítette nemcsak a fegyelmet, hanem az egyéni és kollektív felelősséget is a munka közös eredménye iránt. E körülmények között lehetetlenné vált a szigorúság. Kiéleződött és megmutatkozott az építési mechanizmus minden hibája.

A cikk az 5. blokk építésénél, szerelésénél mutatkozó hiányosságokról ír részletesen, de vélhető, hogy e problémák a korábbi, így a most balesetet szenvedett 4. blokk építésére is jellemzőek voltak. Erre utalnak következő sorai: "Az építkezésnek egy megszokott nélküli folyamatnak kell lennie, az építési technológia legszigorúbb betartása alapján. És éppen ez az, ami nincs. Az első blokk problémái átvándoroltak a másodikra, onnan pedig a harmadikra és így tovább, de közben kiszélesedtek, "körülöttek" más megoldatlan problémák iszonyú sokaságával."

A cikkíró e kritikát abból kiindulva fogalmazta meg, hogy igen magas a közös felelősségünk a jövő előtt: mit hagyunk az új nemzedéknek? A fejlemények megmutatták, hogy ez valóban nemcsak a csernobili atomerőmű magánügye, ahogy ezt a cikkíró is hangsúlyozza. Jelen tanulmány szerzői ehhez azt teszik hozzá, hogy ezek nemcsak a szovjet szakemberek által megszívlelendő szavak.

Valentyin Falin, a Novosztyi Híregyénység elnöke, a Der Spiegel-nek (1986. 20.sz.) adott interjújában azt mondta, hogy a csernobili atomerőmű műszaki vezetői a baleset elején rosszul diagnosztizálták az eseményeket, a kiszolgáló személyzet részint csődöt mondott. Nem voltak tisztában a szerencsétlenség méreteivel, vaktában cselekedtek és nem mindig a legjobb döntéseket hozták. A kockázat nagyságát lebecsülték, saját lehetőségeiket túlbecsülték.

Ennek következtében olyan baleset alakult ki fokozatosan, amilyen-nél a rendkívüli esetekre vonatkozó leírások, szabályzatok nem számoltak. E megállapítást valószínűsíti Jevgenyij Velikov szovjet akadémikusnak, a Szovjet Tudományos Akadémia elnökhelyettesének ama nyilatkozata is, mely szerint a helytelen kezelési utasítások sorozata vezetett a történetekhez. Mindez azt mutatja, hogy egyrészt az atomerőmű nem rendelkezett mindenre - valamennyi rendkívüli eseményre is - kiterjedő üzemeltetési utasítással, valószínűleg nem végezték el maradéktalanul a tünet-orientált elemzéseket, másrészt a kezelő személyzet kiképzése sem lehetett a szükséges mélységű és terjedelmű. Az atomerőmű vezetőségének ezzel összefüggő elmarasztalását is jelzi - valószínűleg -, hogy időközben felmentették őket a beosztásukból.

Nem ismerjük olyan mértékben a nukleáris biztonságra vonatkozó szovjet nemzeti előírásokat, hogy azok teljességéről, megfelelőségéről véleményt mondhatnánk. Mindenesetre a legutóbbi években a Szovjetunió aktívan részt vesz a NAÜ nukleáris biztonsági programjában, s úgy tudjuk, hogy ezeket tekinti saját szabályozása alapjának is. 1983-ban az atomerőmű ipar felügyeletével Állami Biztonságot - valóban független szervezetet - bíztak meg. Úgy tűnik, eme intézkedések megkésték az RBMK-k alapvető tervezési és biztonsági filozófiájának befolyásolása vonatkozásában.

3.8. Következtetések

Előzőek összefoglalásaként úgy véljük, hogy az RBMK típusú reaktorral működő atomerőművek biztonságának megítélésénél - összehasonlítva más (pl. PWR, ill. VVER és BWR) típusokkal is - figyelembe kell venni a következőket:

- a/ Az RBMK-k moderátor-hőmérsékletre vonatkozó reaktivitásté-nyezője és gőztényezője a munkapont környezetében pozitív előjelű, így belső biztonságuk - véleményünk szerint - alacsonyabb fokú, mint a PWR ill. VVER és BWR típusoké (köztük a VVER-440-es reaktort tartalmazó Paks Atomerőmű). Ez a megállapítás alacsony terheléseken még fokozottabban fennáll.

- b/ Az RBMK-ban grafit és vízgőz van együtt. Igaz, hogy ezek normál üzemi viszonyok között egymástól el vannak választva, baleseti viszonyok között azonban - amikor az elválasztó fal megsérülhet - érintkezhetnek, s ennek következményei - mint láttuk - a balesetet súlyosabbá tehetik. A tervezők normál üzemi körülmények között is számolnak némi vízgőz-grafit reakcióval, hiszen termékeik eltávolítására rendszert építettek (ld. 3.3. ábra).
- c/ Az RBMK-1000 rendszer biztonságát szolgáló berendezések ugyanolyan szempontrendszer alapján kerültek megvalósításra, mint a VVER-440 rendszer esetében. A két rendszer technológiai felépítése azonban lényegesen eltér a bonyolultság foka tekintetében. Az RBMK bonyolultabb technológiája a szabályozó és biztonságvédelmi rendszerét is bonyolultabbá teszi. Emiatt a rendszerben lényegesen több a veszélyes pont, a meghibásodható aktív alkatrész, mint az egyszerűbb felépítésű nyomottvízes reaktorok esetén.
- d/ Szemben a PWR, ill. VVER és BWR rendszerekkel, ahol a fűtőelemátrakás leállított, mélyen szubkritikussá tett reaktorban történik, az RBMK-nál ez a művelet üzem közben, esetleg névleges teljesítmény mellett, azaz kritikus állapotban levő reaktorban valósul meg. Emiatt megvan a téves működés, esetleg pl. a nukleáris megfűtáshoz vezető tevékenység potenciális lehetősége. Az a/, b/ és a d/ pontban jelzett problémák együttes jelenléte különösen megfontolásra érdemes.
- e/ Úgy tűnik, hogy a kivitelezés és üzemeltetés minősége tekintetében is van még javítani való, bár megjegyezzük, hogy ez a probléma nemcsak az RBMK típus sajátja.
- f/ Előzőek miatt úgy látjuk, hogy az RBMK típus potenciálisan hajlamosabb a veszélyes meghibásodásra, balesetre, mint a PWR, ill. VVER és a BWR reaktorok. Emiatt különösen megkérdőjelezendőknek tartjuk, hogy nincs ellátva olyan biztonsági védőköpennyel (containment-tel), amely egy esetleges baleset következményeit lokalizálja, megakadályozván ezáltal annak kiterjedését, hatását a közvetlen, illetve

távolabbi környezetre, a lakosságra. Az RBMK rendszerek jelenlegi felépítése nehezé teszi a biztonsági védőköpény alkalmazását, szemben a többi reaktortípussal (köztük a VVER-rel), amelyeknél ez lényegében csak elhatározási és pénzügyi kérdés.

A leírtak nyomán felvetődik a kérdés: ha ezek a körülmények fennállnak, miért nem fogantatosították a szükséges változtatásokat? Valószínűleg részben erre is válasz Lev Feoktyiszovnak, a moszkvai Kurcsatov Intézet igazgatójának egyik TV-interjúban elhangzott mondata: "Azt gondoltam, hogy ilyen méretű katasztrófa teljesen valószínűtlen".

4. MI TÖRTÉNHESETT A CSERNOBILI ATOMERŐMŰBEN?

4.1. A rendelkezésre álló információk

A hazai közvélemény 1986. április 28-án este a televízióból értesült arról, hogy üzemzavar történt a csernobili atomerőműben, megsérült egy reaktor, intézkedéseket tettek a baleset következményeinek elhárítására és a kivizsgálásra kormánybizottságot neveztek ki. Később kiderült, hogy a baleset április 26-án 1 óra 23 perckor következett be, s a kormánybizottságot még aznap kinevezték. Csernobil környékéről április 27-én kezdték meg a kitelepitést, a kitelepitettek teljes száma megközelítette a 100 ezret. A Szovjet Kommunista Párt Politikai Bizottsága a kormánybizottság jelentése alapján először április 28-án foglalkozott a kérdéssel.

A környezeti radioaktivitás növekedését külföldön először Finnországban észlelték április 27-én, de nem adtak róla információt. Április 28-án reggel 9 órakor jelentős növekedést jeleztek a Stockholmtól 60 mérföldre északra lévő Forsmark Atomerőmű műszerei. A bonni szovjet követség tudományos attaséja április 29-én reggel 8 óra 10 perckor érdeklődött német szakértőktől a grafit-tűz oltása iránt. Magyarországon a környezeti radioaktivitás április 30-án nőtt jelentősen a szokásos háttérszint fölé. Ezzel egyidőben híreket kaptunk arról, hogy növekedést tapasztaltak sok más európai országban is.

A szovjet hírközlő szervek pár nap múlva közölték, hogy a szerencsétlenség során két ember meghalt - egyikük megégett, a másikat a leomló épületelemek zúzták halálra - és majdnem 200 sérültet vittek kórházba. Később megtudtuk, hogy az egyik áldozat az automatika rendszerek egyik beállítója, a másik a reaktor egyik operátora volt.

A szovjet illetékesek később azt jelentették, hogy a reaktorban vegyi robbanás történt, a grafit meggyulladt és a tűzoltóknak 30 méter magas lángoszlop oltásával kellett foglalkozniuk. Mint-hogy a grafit-égés csak izzást jelent, a nagy lángokból arra lehetett következtetni, hogy gázok égéséről van szó. Gorbacsov fő-

titkár május 14-i TV-beszédében jelentette be, hogy a csernobili atomerőmű 4. blokkjának teljesítményét csökkentették, 7%-os (kb. 200 MWh) teljesítmény elérése után a teljesítmény hirtelen nőni kezdett, majd vegyi robbanás történt.

A televízióban időközben közölt felvételekből megállapítható volt, hogy a reaktorcsarnok teteje eltűnt és a csarnok melletti, többek között a gőzleválasztó dobokat magába foglaló épület egy része is beomlott. A megsérült reaktor és épület következtében az igen forró aktív zónából rengeteg radioaktív anyagot tartalmazó gázok jutottak a környezetbe. Erőfeszítéseket tettek a reaktor lehűtésére, ehhez folyékony nitrogént vezettek abba, továbbá helikopterekről több ezer tonna vizes homokot, ölmot és bört dobtak a reaktorra. Ezzel részben megsértették a környező épületrészeket is. E műveletek eredményeként az aktív zóna átlagos hőmérsékletét május 8-án 300 °C-ra becsülték. A nagyobb katasztrófa elhárítására a reaktortömb alatti térből el kellett távolítani az összegyűlt rengeteg vizet. A környezet talajvízzel történő elszennyezésének megelőzése érdekében a talajt is fagyasztották folyékony nitrogén segítségével. Tekintettel arra, hogy a sérültek vérében nem találtak 24-Na izotópot, arra következtettek, hogy sugárbaesetük idején nem működött láncreakció a reaktorban.

A Nuclear News 1986. júniusi számában azt olvashatjuk, hogy a baleset bekövetkezése előtt a 4. blokkon éppen reaktivitás kísérleteket végeztek. Ehhez csökkentették a teljesítményt 6-7%-ra, azaz mintegy 200 MWh-re. E kísérlet közben a teljesítmény hirtelen nőni kezdett és igen gyorsan, kb. 10 s alatt 50% fölé nőtt. A Szovjetunióba látogató, az atomerőmű környezetét is megsejmlő NAÜ delegáció reaktivitás baleset bekövetkezését valószínűsítette. Három nappal az induló események után a helikopter felvételek azt mutatták, hogy a grafitnak legalább 1/4-e elégett.

A nyugatnémet Stern magazin egyik cikke szerint is kísérletet végeztek a 4. blokkon a balesetet megelőzően, 7% teljesítmény mellett. Az éjszakai műszak túlélőinek közlése szerint először tompa zajt hallottak, majd nem sokkal utána elszállt fejük fölül a tető. A tompa zajt nukleáris megfűtás jelének tartották. Április 26-án

reggel az ügyeletes mérnök állítólag azt közölte, hogy lokális szuperkritikusság alakult ki az aktiv zóna egy részében. Ő megpróbálta az összes szabályozó rudat bejuttatni a reaktorba, azonban - valószínűleg a felhevült rész nagy kiterjedése következtében - ez nem sikerült teljesen.

A Der Spiegel ez évi 19. számában azt írják, hogy - Moszkvából származó hír szerint - állítólag a számítógépes vezérlő rendszerben bekövetkezett robbanás volt a kiváltó ok. Másik lehetőségként az áramkimaradást vetik fel, aminek következtében üzemi képtelenné vált egy sor berendezés, köztük a primerkörü főkeringető szivattyúk is.

Az események kiváltó okára és lefolyására több elképzelést közöltek a nyugati újságok, biztos információkat azonban csak a szovjet szakemberek gondos elemzése nyomán várhatunk. Úgy véljük azonban, hogy mai ismereteink alapján is bizonyos következtetésekre juthatunk a lehetséges kiváltó okokra és eredményláncolatokra vonatkozóan.

4.2. A lehetséges kiváltó okok.

Az első napokban megtudtuk, hogy a reaktorcsarnokban 30 méteres lángokat kellett oltani. Ebből azonnal arra lehetett következtetni, hogy valamilyen reakció nyomán valószínűleg éghető gázok - H_2 , CO - keletkeztek a reaktorban. A 3. fejezetben írtak alapján ezt az aktiv zóna jelentős túlmelegedése válthatta ki. A túlmelegedés csak abból adódhatott, hogy a reaktorban - legalábbis átmenetileg - a reaktor teljesítménye lényeges mértékben fölülmulta a hűtési teljesítményt. Ez három ok következménye lehetett:

- a/ a reaktor teljesítménye hirtelen növekedése a hűtési teljesítmény fokozódása nélkül;
- b/ a hűtési teljesítmény csökkenése a reaktor-teljesítmény változatlan értéken maradása, esetleg növekedése mellett;
- c/ előzőek valamilyen kombinációja.

ad.a

A reaktor teljesítményének hirtelen növekedését kiválthatták pl. a következő események:

- Fűtőelemcserét hajtottak végre, s ennek során hirtelen a megengedettnél nagyobb pozitív reaktivitást vittek a reaktorba. Ez adott esetben lehetett valamilyen, e cserével összefüggő kísérlet is.
- A szabályozó rendszeren végeztek valamilyen kísérletet, javítást, vagy beállítási tevékenységet és ennek során - esetleg valamilyen rendellenesség folytán - vittek be a reaktorba a megengedettnél nagyobb pozitív reaktivitást.
- A végzett műveletek során valamilyen más rendellenes működés eredményeként történő reaktivitás bevitel.

A rendelkezésre álló információk szerint (ld. 4.1. pont) azt elfogadhatjuk, hogy a reaktor teljesítménye közvetlenül a baleset előtt 6-7% körül volt. E teljesítményen - mint a 3. fejezetben láttuk - az aktiv zóna erősen fölülmódult, következésképpen mind az α_m , mind az α_g reaktivitástényezők pozitív előjelűek voltak. Emiatt az előzőek szerint bevitt pozitív reaktivitás nyomán bekövetkező teljesítményemelkedés - egyre növekvő mértékben - további pozitív reaktivitás felszabadulásához vezetett. Ez a teljesítményemelkedést, még viszonylag kis induló reaktivitás esetén is, nagyon felgyorsította, amit a hűtés intenzifikálása nem tudhatott követni.

A 4.1. pontban írtakat is figyelembe véve ezt tekinthetjük az egyik legvalószínűbb kiváltó oknak.

ad.b

A hűtési teljesítmény elsősorban a következő okok folytán csökkenhetett hirtelen:

- A primer rendszer valamely berendezésének (gőzleválasztó dob, gyűjtőkamra stb.), vagy nagyobb átmérőjű csővezetékének felrobbanása, ill. törése és az azt követő hűtővíz-vesztés. Elképzelhető az is, hogy a reaktorban radiolízis eredményeként keletkező és a részterhelésen el nem távolított hidrogén robbant fel pl. a gőzleválasztó dobban.

- A primerköri főkeringető szivattyúk vagy azok egyikének kiesése, s ennek nyomán a vízforgalom csökkenése.

Mindkét esemény azzal a következménnyel járhatott, hogy a reaktorban hirtelen megnőtt a gőztartalom, ez pedig a reaktivitás pozitív gőztényezője miatt - ami a 6-7% részterhelésen a 3. fejezetben írtak szerint különösen nagy érték - pozitív reaktivitást vitt a rendszerbe, s ez a reaktor-teljesítmény fokozódó sebességű növekedéséhez vezetett. A hűtés csökkenése és a reaktor-teljesítmény eme növekedése együttesen az aktív zóna túlmelegedéséhez vezethetett.

A közzétett információk szerint kevésbé valószínű, hogy ez volt a kiváltó ok, bár a gőzleválasztó dobokat magába foglaló épületrész beomlása - ami a TV-felvételeken volt látható - lehet egy itt bekövetkező dobrobbanás következménye.

ad.c

Az előző események kombinációja bekövetkezhet pl. egy teljes áramkiesés és a szabályozó és biztonságvédelmi rendszer rendellenes viselkedése következtében. Az α_m és α_g reaktivitástényezők pozitív volta eme események súlyosságát is növeli. A rendelkezésre álló információk szerint e kiváltó ok kisebb valószínűségű az előzőeknél.

4.3. A lehetséges eseményláncok

A 4.1. pontban összefoglalt információkat és a 3. fejezetben ismertetett jellemzőket figyelembe véve a baleset lehetséges eseményláncolatai a következők lehettek.

1. fázis.

A 4.2. pontban ismertetett valamely kiváltó ok következtében az aktív zóna egésze vagy valamely része nagyon gyorsan felmelegedett, aminek következménye kettős lehetett:

- Az aktív zóna különböző részei között nagy hőmérséklet-különbségek, ezek nyomán hőtágulási különbségek és hőfeszültségek alakulhattak ki, ami a hűtőközeget grafit-tól elválasztó cirkónium burkolat meghibásodásához, repedéséhez vezetett már 1000-1200 C° alatt. Ennek következtében a vízgőz és a forró grafit kémiai reakcióba lépve egymással éghető gázokat - H₂-t, CO-t - termelt.
- A vizet grafit-tól elválasztó fal nem sérült meg a folyamat kezdő szakaszában, de az aktív zóna felmelegedése folytán a cirkónium 1100-1200 C° fölött egyre intenzívebben kémiai reakcióba lépett a vízgőzzel, amely megint csak éghető gáz - H₂ - keletkezéséhez vezetett.

Valószínűleg a szabályozó és biztonságvédelmi rudak az események következtében kezdtek beleesni az aktív zónába, de elképzelhető, hogy a vezérlő rendszer meghibásodása és/vagy a zóna adott részének deformációja miatt egy részük nem, vagy csak részben tudott belesni. Ez a teljesítményemelkedés és felmelegedés fokozódásához vezethetett, ami a fenti kémiai reakciók lejátszódásának esélyét tovább növelte.

2. fázis

A grafit moderátor burkolatának 1. fázisban jelentkező sérüléseinek bejutó levegő oxigénje a keletkezett hidrogénnel berobbant, ami a reaktor jelentős sérüléséhez, felnyílásához vezetett. Emellett az oxigén jelenlétében a grafit elkezdett égni. E kémiai reakciók az aktív zóna további melegedéséhez vezethettek, ami a vízgőz-grafit, vízgőz-cirkónium reakció esélyeit tovább növelte. Ha a vészhűtőrendszer nem hibásodott meg, akkor a fenti események annak működését válthatták ki. Ennek révén a forró zónába víz utánpótlás jutott, ami megteremtette a vízgőz-grafit, vízgőz-cirkónium reakciók továbbfolytatódásának feltételét. Elképzelhető, hogy a kémiai robbanás következtében a reaktor feletti - biológiai védelmül is szolgáló - vizet befoglaló tartályok, csövek is megsérültek, s az így kikerülő víz az aktív zónába folyva tovább növelte az említett kémiai reakciók esélyeit, s ennek folytán a keletkező éghető gázok mennyiségét.

Az események következtében a fűtőelemburkolatok egy része megsérült, fűtőelemek inhermetikussá váltak, s ennek következtében forró, radioaktív hasadási gázok - mindenképp előtte a nagyon illékony nemesgázok, jód- és cézium-izotópok - jutottak a környezetbe.

3. fázis

A reaktorban előzők szerint keletkezett éghető gázok a megsérült reaktorból kijutva, a reaktorcsarnok levegőjében lévő oxigénnel berobbantak. Emiatt a csarnokon belül egyrészt megnőtt a nyomás, ami leröpitette az erre az igénybevételre nem méretezett, könnyűszerkezetű tetőszerkezetet, másrészt a tüzet kiterjesztette a reaktorcsarnokra. A reaktorban továbbfolytatódó kémiai reakció nyomán folyamatosan kijutó H_2 - és CO -gázok hatalmas lánggal égtek, ahogy erre a helyszíni tájékoztatás is utalt. A csarnokban bekövetkező kémiai robbanás és a tetőszerkezet emiatti beomlása más berendezések - a fűtőelem átrakógép stb. - tönkremeneteléhez is vezethetett. A leomló alkatrészek - főként a nagy tömegű átrakógép - segítettek a reaktortető tönkremenetelében.

Valószínűleg a tűzoltók ebben a fázisban kezdték el oltási munkájukat. Ez azonban az előzők alapján nem hogy javított volna, hanem esetleg rontott a helyzeten. Ennek révén ugyanis tovább a vízgőz-cirkónium és vízgőz-grafit reakciók további éghető gázokat termeltek. Ezt látszanak igazolni ama híradások, amely szerint a tűzoltók munkáját nehezítette, szinte lehetetlenné tette, hogy a tüzre fecskendezett víz a hatalmas hőségben azonnal "elpárolgott", következésképpen nem látta el oltási szerepét. Vélhető, hogy a tűzoltók nem voltak felkészülve az ilyen speciális feladat ellátására, nem ismerték a grafit-tűz hatékony oltási módszerét. Ezt jelzi a bonni szovjet követség tudományos attaséjának ez irányú - hívatkozott - érdeklődése a nyugatnémet szakembereknél.

4. fázis

Az aktív zónából a forró égéstermékek és radioaktív hasadási termékek a nyitottá vált reaktorcsarnokon keresztül szabadba jutottak és igen magas légrétegekbe emelkedtek, majd a meteorológiai viszonyoktól függően nagy távolságokra szétszóródtak.

Az RBMK-1000 üzemanyagának fajlagos teljesítménye mintegy 2,5-szer kisebb, mint a VVER-1000-é. A 4. blokk reaktora 1984-ben került üzembe, emiatt üzemanyagának kiegészítési szintje a baleset pillanatában valószínűleg nem nagyon haladta meg a 10000 MWnap/t értéket. Ezek miatt a leállított állapotban lévő reaktor üzemanyagának maradék fajlagos hőteljesítménye legfeljebb 5-öd, 6-od része a VVER-1000 kiegészített üzemanyagáénak. Ez a körülmény csökkenti a megfelelő hűtés nélkül maradt UO_2 üzemanyag megolvadásának veszélyét. Tudjuk, hogy a szovjet szakemberek folyékony nitrogént juttattak a balesetet szenvedett 4. blokk reaktorába. Ezek együttesen azt valószínűsítik, hogy az UO_2 üzemanyag nem olvadt meg, s ez a következmények súlyosságát szerencsére csökkentette. Elképzelhető esetleg - amennyiben az ehhez szükséges hőmérsékletek és egyéb feltételek kialakultak - hogy a grafit részben reakcióba lépett az UO_2 -vel és bizonyos mennyiségű UC keletkezett (ld. 3. fejezet), bár nem nagy esélyt adunk eme esemény lejátszódásának.

Ugyanakkor elképzelhetőnek tartjuk, hogy a kritikus tömeg többszörösét tartalmazó aktív zóna egyes elkülönített részeiben alacsony teljesítményen és hőmérsékleten utólagos kritikus állapotú sziget alakuljanak ki. Ez - véleményünk szerint - olyan térrészekben képzelhető el, amelyekben a szabályozó rudak (ld. 1. fázis) nem tudtak belesni, a víz eltávozása és a grafit részbeni elégeése pedig a lokális fölélmódáltságot olymértékben csökkentette, hogy a kritikuság feltételei alacsony hőmérsékleten átmenetileg megvalósulhatnak. Ez azt jelenti, hogy a láncreakció a reaktor egyes részeiben alacsonyabb szinten még későbbiekben is működhetett. A most írtakat bizonyos információk alátámasztani látszanak. Ismeretes, hogy sugárvédelmi szempontból a leállított reaktor neutronsugárzása a gammasugárzáshoz képest elhanyagolható. Emiatt egy ilyen szabaddá vált reaktor sugárzása ellen jó védelmet nyújt a homok (ami egyébként a neutronsugárzást is hatékonyan gyengíti) és az ólom kombinációja, nincs szükség annak - az igen nagy neutronelnyelő tulajdonsággal rendelkező - bórral történő kiegészítésére. A szovjet szakemberek ennek ellenére úgy döntöttek (ld. 4.1. pont), hogy a tönkrement reaktor fölé vizes homokot,

ólmot és bőrt szórnak. E bőrnak egyrészt a neutron-sugárzás gyengítésében és - behullva az aktív zónába - a láncreakció leállításában lehetett szerepe. A rendelkezésünkre álló információk ismeretében nem látunk más okot a szovjet szakemberek fenti döntésére. Egyébként a Nuclear News már hivatkozott számában is arról ír, hogy a láncreakció bizonyos alacsony szinten több napon keresztül folytatódott.

4.4. Megtörténhet-e ez más reaktortípusoknál is?

Egy műszaki szakembertől badarság lenne, ha azt mondaná, hogy a nyomottvízes reaktoroknál teljesen elképzelhetetlen a súlyos üzemzavar, a baleset. A tapasztalatok nem ezt bizonyítják, amint ez a [25a] kiadványból látható. A valószínűsége azonban - véleményünk szerint - sokkal kisebb, mint az RBMK-nál. Ennek elsősorban a 3.8 pontban összefoglalt okai vannak. A nyomottvízes reaktorok nagy belső (inherens) biztonsággal rendelkeznek, mind a nukleáris megfűtással, mind a veszélyes kémiai reakciókkal szemben. Szükséges ezt hangsúlyozni a VVER-440-es típust - azaz nyomottvízes reaktort - alkalmazó Paksi Atomerőmű megítélése miatt is.

Minthogy azonban bizonyos igen kis valószínűséggel e típusnál is előfordulhat veszélyes üzemzavar, nagyon fontos, hogy megfelelő műszaki megoldásokkal egy esetleges reaktorbaleset következményei a reaktorepület falain belülre lokalizálhatók legyenek. Ahogy ez a világ első nagyobb nyomottvízes reaktorbaleseténél, az amerikai Three Mile Island-i atomerőműben ez be is bizonyosodott. E baleset során az aktív zóna üzemanyagának egy része megolvadt, rengeteg radioaktív hasadási termék szabaddá vált, a biztonsági védőköpeny nek köszönhetően azonban ebből a környezetre semmilyen veszély nem származott.

Azt mondhatjuk, hogy környezetet érintő baleset ez ideig egyetlen nyomottvízes reaktornál sem következett be, beleértve a Szovjetunió által épített, illetve szállított, s nálunk is üzemelő VVER típusokat is.

A VVER-440-eknél a primerkör valamennyi berendezése, csővezetéke ún. hermetikus boxokban helyezkedik el, melyeknek falai elegetően nagy belső nyomásra vannak méretezve, és rozsdamentes acéllal vannak burkolva. Ezenkívül a Paksi Atomerőműben - elsőként a

Szovjetunió által szállított VVER-reaktoros atomerőművek közül - egy nagyméretű, ún. lokalizációs toronnyal is rendelkezik, amely lehetővé teszi, hogy a reaktorból esetleg kijutó gőz-gáz keverék gőzkomponense még az épületen belül lekondenzálódjék, lehetővé téve ezáltal a belső nyomás csökkenését és megakadályozva a radioaktív gázok környezetbe jutását. Így épül a Paksi Atomerőmű további 3. és 4. blokkja is. E megnyugtató kép ellenére jelen tanulmány szerzői azon a véleményen vannak, hogy a későbbi atomerőmű-blokkokat mindeképpen a nyugati országokban szabványosítotthoz hasonló, az utóbbi években a Szovjetunió által is elfogadott biztonsági védőköpenyben (containment-ekben) célszerű elhelyezni.

5. A CSERNOBILI ATOMERŐMŰ-BALESET KÖRNYEZETI HATÁSAI

5.1. Általános áttekintés

Radioaktív hasadványok nukleáris fegyverkísérletek vagy reaktorbalesetek során kerülhetnek a környezetbe. Szétterjedésük, ill. az ebből bekövetkező biológiai hatások azonos törvényszerűségeket követnek, függetlenül a hasadványok keletkezési módjától.

A csernobili baleset során a hasadványok nagy része szabaddá vált, s a levegő közvetítésével eljutott távoli területekre is. A reaktorbaleset hatásainak vizsgálatánál az alábbi folyamatokat kell áttekintünk.

1. Milyen az atomerőműből kikerülő radioaktív anyagmennyiség összetétele, s az hogyan változik a baleset után eltelt idő függvényében.
2. Milyenek voltak azok a meteorológiai tényezők, amelyek a hasadványok szétterjedésének irányait szabták meg.
3. Mekkora volt a kihullás mértéke.
4. Milyen sugárbiológiai következményei lehetnek rövid, ill. hosszú távon a baleset során kikerült radioaktív anyagoktól származó külső és inkorporációs sugárterhelésnek.

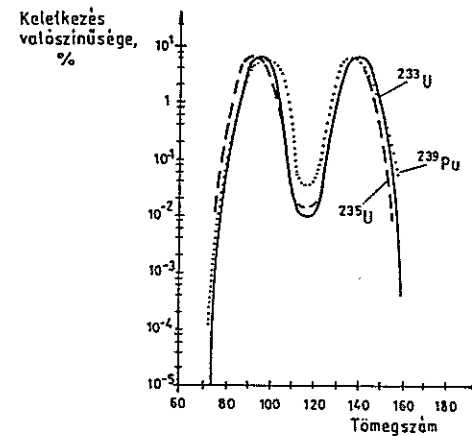
5.2. A kibocsátott radioaktív izotópok összetétele és időbeli változása

Az ^{235}U izotóp - ez az alapvető hasadóanyag a csernobili reaktorokban - termikus neutron hatására két közepes rendszámú elemre hasad, s közben mintegy 200 MeV energia felszabadul. A két közepes rendszámú elem radioaktív, ezeket nevezzük hasadványoknak. A maghasadások során keletkező hasadványok százalékos valószínűségét a tömegszám függvényében az 5.1. ábra szemlélteti

^{233}U , ^{235}U és ^{239}Pu hasadóanyagokra. A hasadványok aktivitása a környezetbe való kerülésük után közelítően a Way-Wigner formula szerint csökken:

$$A(t) = A_0 \cdot k \cdot t^{-1,2} \quad (5.1)$$

ahol A_0 a kezdeti aktivitás, $A(t)$ a t idő múlva kialakuló aktivitás, a k konstans értékét az idő megválasztott egysége szabja meg.



5.1. ábra. A hasadványok keletkezésének százalékos valószínűsége a tömegszám függvényében ^{233}U , ^{235}U és ^{239}Pu hasadóanyagokra

Az 5.1. táblázatban a környezetbe való kikerüléstől számított idő függvényében láthatjuk a hasadványok százalékos arányát. Kezdetben a rövid felezésiidejű komponensek vannak túlsúlyban, különösen a különböző tömegszámú jódt-izotópok, később a hosszabb felezésiidejű radionuklidok válnak dominálónak. Hosszú távon lényegében 2 izotóp: a ^{137}Cs és a $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ jeletkezik döntően. Fentieket támasztják alá a [38] irodalomban közölt mérési eredmények is.

HASADÁSI TERMEK	FELEZÉSI IDŐ	ÉVEK										
		1	1,5	2	3	4	5	8	10	20	40	100
Sr 89	51 d	2,7										
Y 91	58 d	3,9										
Zr 95	65 d	7,2										
Nb 95(2)	35 d	14,8										
Ce 144	285 d	26,5										
Pr 144	17 m	26,5										
Ru 106	1 y	2,4										
Rh 106	30 s	2,4										
Pm 147	2,6 y	5,7										
Sr 90	28 y	1,9										
Y 90	64 h	1,9										
Cs 137	27 y	1,5										
Ba 137m	2,6 m	1,5										
Sm 151	93 y	1,5										
Kr 85	10 y	1,5										

A különböző helyeken mért leggyakoribb izotópok a riport szerint: ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{99}Mo , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{103}Ru , ^{132}Te , ^{132}I , ^{131}I , ^{133}I , ^{134}Cs , ^{136}Cs , ^{137}Cs , ^{140}Ba , ^{140}La , ^{141}Ce , ^{144}Ce , ^{239}Np . A baleset után néhány nappal a ^{131}I izotóp mellett a ^{132}Te , ^{132}I , ^{140}Ba és a ^{140}La jelentkeztek a legnagyobb valószínűséggel. A hosszú felezésidejű ^{137}Cs a vártnál nagyobb mértékben volt jelen a kihullásban, míg a $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ izotópok előfordulási valószínűsége mintegy nagyságrenddel maradt alatta a várt értéknek.

A csernobili reaktorbaleset hosszú távon való következményeinek becslésénél lényegében csak a ^{137}Cs izotóppal kell számolni.

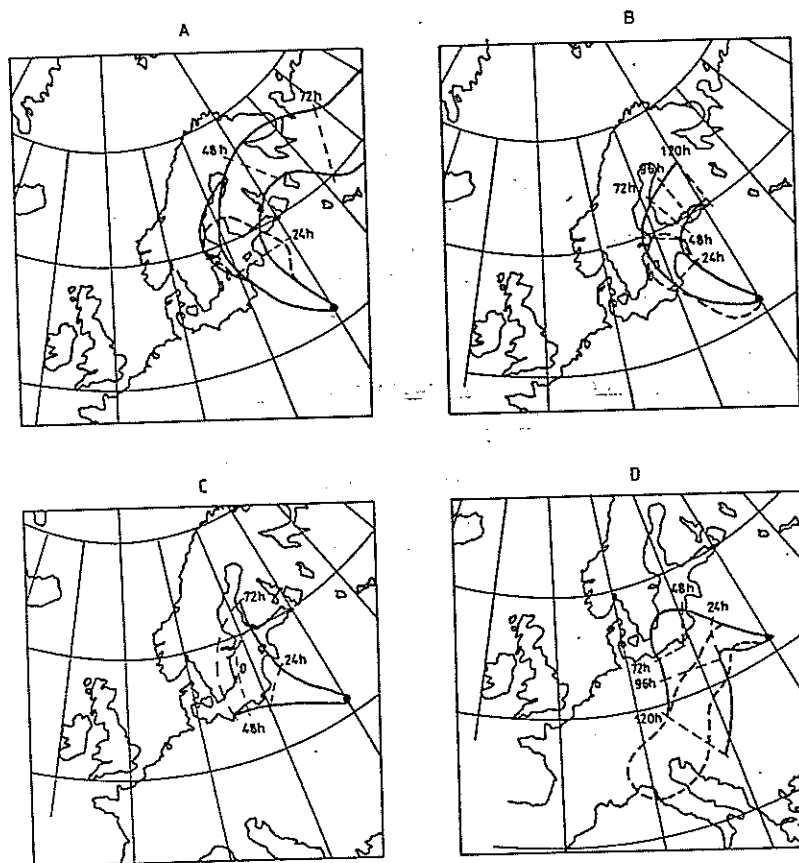
5.3. A meteorológiai tényezők hatása a kibocsátott radioaktív anyagok szétterjedésére

A légkörbe kerülő radioaktív anyagok terjedését, hígulását, a kialakuló talajbeli koncentrációkat és a kihullás területi eloszlását elsősorban a meteorológiai viszonyok (szélirány, szélsébség, légköri stabilitás, csapadék) határozzák meg.

A WHO kiadvány [38] részletesen foglalkozik a meteorológiai tényezők meghatározó szerepével, különösen finn és svéd adatokra támaszkodva. A terjedési irányok becsléséhez abból indul ki, hogy a grafit égésének következményeként a radioaktív anyagok zöme mintegy 1-2 km magasságba jutott. Ennek megfelelően a feldolgozott szélmezők is általában ilyen magasságokra készültek.

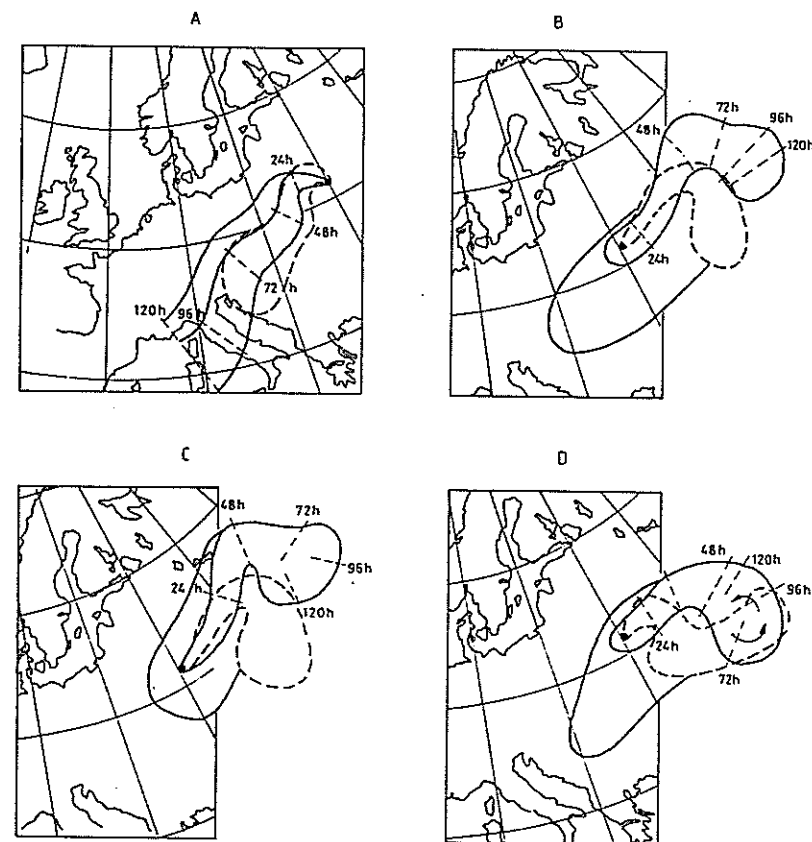
A Finn Sugárzási és Nukleáris Biztonsági Központ által kiadott jelentésből ismeretes, hogy április 26-án reggel Európában a Szovjetunió nyugati része felett magas légnyomás uralkodott, míg az északnyugati részekeken kis légnyomású területek voltak. A frontok hatására április 27-én Finnország irányába nagymennyiségű levegő áramlott, s majdnem az egész ország területén szétterjedt a Csernobilból származó levegőmennyiség. Így a kezdeti kibocsátásból származó aeroszolmennyiség nagy része az első 24 órában eljutott Finnországba.

A radioaktív szennyeződésnek Európában való szétterjedésére legszemléletesebbek az 5.2 - 5.5 ábrák, amelyek a Svéd Meteorológiai és Hidrológiai Intézetből származnak. Bár a kibocsátás szám-



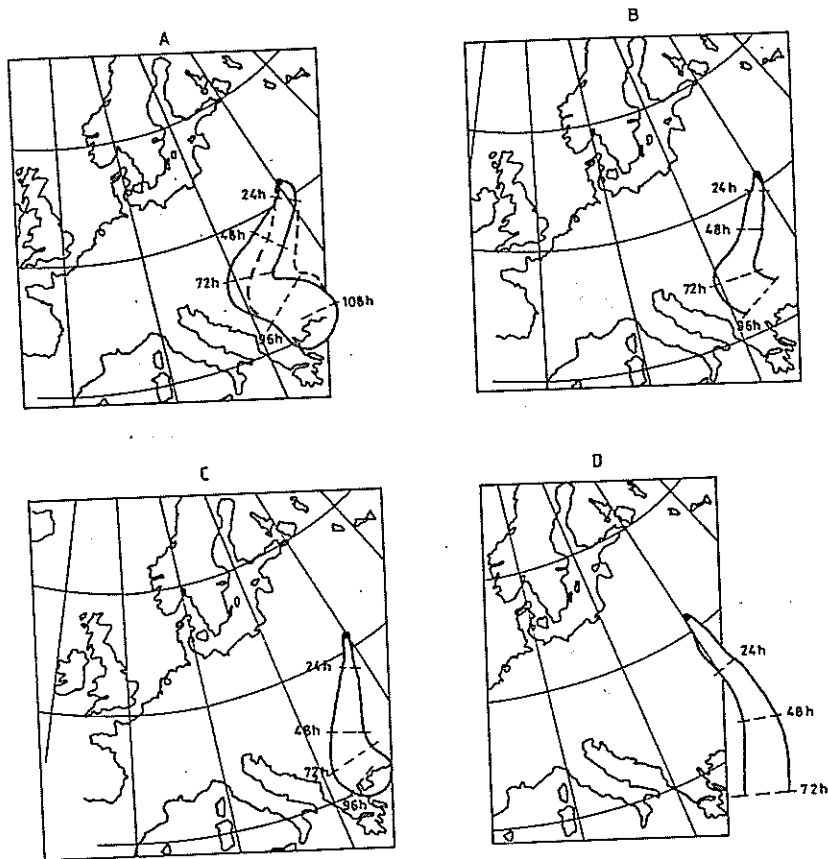
5.2. ábra. Radioaktív anyagok szétterjedése a levegőben a baleset után

- A április 26, szombat 00,00 óra GMT
 B április 26, szombat 12,00 óra GMT
 C április 26, szombat 12-24 óra GMT között
 D április 27, vasárnap 00.00 óra GMT
 (GMT: Greenwich Mean Time)



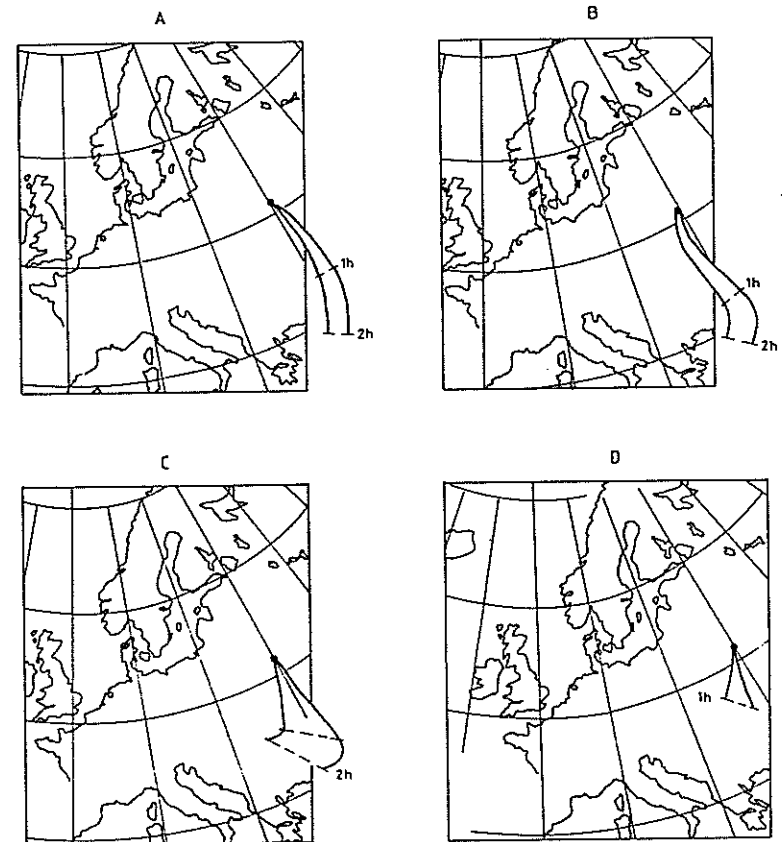
5.3. ábra. Radioaktív anyagok szétterjedése a levegőben a baleset után

- A április 27, vasárnap 12.00 óra GMT
 B április 28, hétfő 00.00 óra GMT
 C április 28, hétfő 12.00 óra GMT
 D április 29, kedd 00.00 óra GMT



5.4. ábra. Radioaktív anyagok szétterjedése a levegőben a baleset után

A	április 29, kedd	12.00 óra GMT
B	április 30, szerda	00.00 óra GMT
C	április 30, szerda	12.00 óra GMT
D	május 1, csütörtök	00.00 óra GMT



5.5 ábra. Radioaktív anyagok szétterjedése a levegőben a baleset után

A	május 2, péntek	00,00 óra GMT
B	május 3, szombat	00,00 óra GMT
C	május 4, vasárnap	00,00 óra GMT
D	május 5, hétfő	00,00 óra GMT

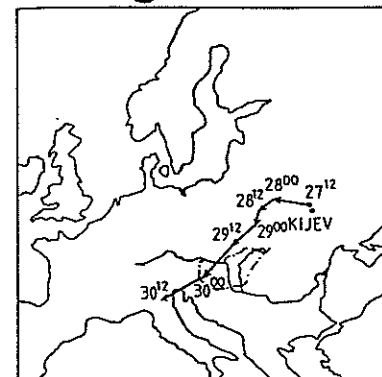
szerű adatai nem ismereteseek, a radioaktív szennyeződések relatív területi eloszlásai igazolják ezeket a becsléseket. Némi egyszerűsítéssel a légtömegek mozgásának irányát az alábbi 5 területre lehet csoportosítani:

1. terület: Skandinávia, Finnország, Baltikum
Kibocsátás: április 26. Kihullás: április 27-30.
2. terület: Kelet-Közép-Európa, Dél-Németország, Olaszország, Jugoszlávia
Kibocsátás: április 27. Kihullás: április 28 - május 2.
3. terület: Ukrajna és a Szovjetunió Csernobiltől keletre eső területei
Kibocsátás: április 28-29. Kihullás: április 28 - május 2.
4. terület: Balkán-félsziget, Románia, Bulgária
Kibocsátás: április 29-30. Kihullás: május 1 - 4.
5. terület: Fekete-tenger, Törökország
Kibocsátás: május 1 - 4. Kihullás: május 2. és az ezt követő időszak.

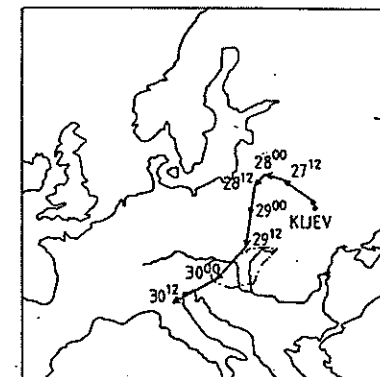
Becslések szerint a kibocsátás legnagyobb része az első két területen jelentkezett, így a kihullásra az 5.2 és 5.3 ábrák területei a legjelentősebbek. Az 1500 m-ről származó kihullások hatását folytonos vonal, a 750 m-ről származókat szaggatott vonal jelzi az ábrákon.

Lényegében ezeket az eredményeket erősítik meg az Országos Meteorológiai Szolgálat Központi Légtörfizikai Intézetében becsült adatok is. A levegőminőség-modellező osztályon készült és a Csernobiltől 12 óránként kiinduló szél trajektóriáit mutatják 1500 m-es szintre a légtömegek 12 óránkénti helyzetének megjelölésével az 5.6 - 5.11 ábrák.

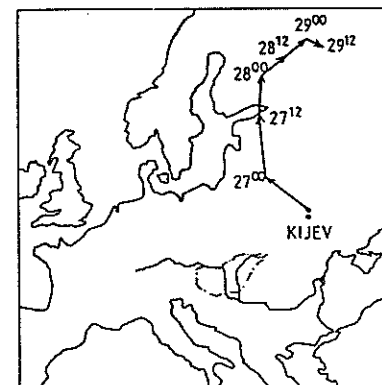
További meteorológiai adatokról már kevesebb az információ. Részben az uralkodó széljárások, részben a radioaktív anyagok viszonylag nagy magasságba történő emelkedése magyarázzák, hogy a kihullás igen nagy területekre terjedt ki Európában. A továbbiakban erre nézve ismertetjük a rendelkezésre álló főbb adatokat.



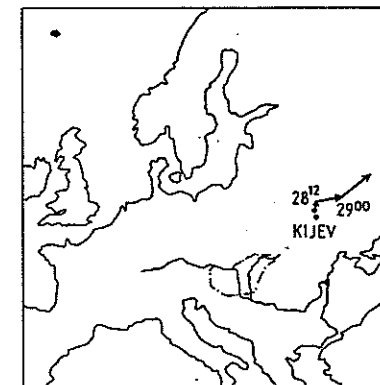
5.6. ábra



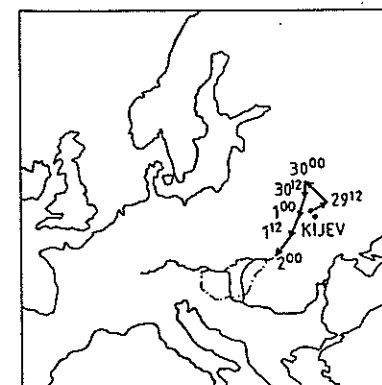
5.7. ábra



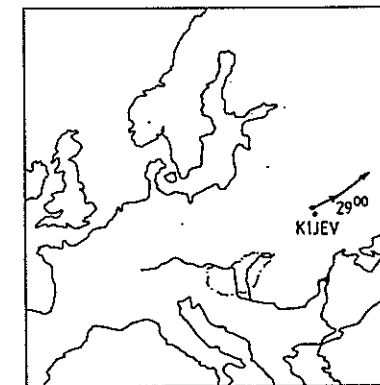
5.8. ábra



5.9. ábra



5.10. ábra



5.11. ábra

5.4. A kihullás mértéke

A radioaktív anyagok megjelenésének oka a baleset színhelyétől nagy távolságokban az, hogy a kibocsátott nuklidok a levegő aeroszoljaihoz kötődve terjednek, s ezek szemcseméretüknek megfelelően hullanak a földfelszínre térben és időben változatos módon. A kibocsátott nemesgázok igen gyorsan keverednek az inaktív levegővel, így ezek hatását csak a balesetet szenvedett erőmű közvetlen környezetében kell figyelembe venni.

A kihullás mértéke - az eddig rendelkezésre álló adatok szerint - rendkívül eltérő - s. lényegében a meteorológiai viszonyok (ld. az 5.3 pontot) függvénye.

A Szovjetunióból egyelőre nem közöltek konkrét adatokat a kihullás mértékére, de egy június 10-i hír szerint a balesetet vizsgáló szakértői bizottság néhány hét múlva közzéteszi ezeket az adatokat is.

Európára nézve jó összefoglalást találunk a WHO anyagban [38]. Az 5.2. táblázat részben közli Európa számos országára a háttér feletti besugárzási dózisteljesítmény értékeket (sajnos a régi $\mu\text{R/h}$ egységben), valamint a ^{131}I izotóp kihullására és a tejben való megjelenésére vonatkozó adatokat. A besugárzási dózisteljesítmény adatokból elsősorban a kihullás relatív mértékére lehet következtetni, mert ez a mennyiség a kihullásban megjelenő radioaktív anyagmennyiséggel arányos, hiszen a baleset színhelyétől nagyobb távolságokra az izotópösszetétel nagyjából azonosnak tekinthető.

Hasonlóan érdekes összefoglalást találtunk egy NAÜ kiadványban [39], amely az 1986. április 28. - május 3. között Lengyelországban mért gamma-dózisteljesítmény és össz -béta-aktivitás adatokat tartalmazza (5.3. táblázat). Külön közlik a levegőminták izotópösszetételét varsói mérések alapján. Mint látjuk, itt is a ^{132}Te , ^{131}I , ^{132}I , ^{103}Ru , ^{134}Cs és ^{137}Cs izotópok szolgáltatják a kihullás aktivitásának túlnyomó hányadát.

5.2. táblázat. Összefoglaló adatok a csernobili atomerőmű-baleset radiológiai következményeiről Európában [38]

Ország	Besugárzási dózisteljesítmény (háttér felett) $\mu\text{R/h}$	^{131}I kihullás kBq/m^2	^{131}I koncentráció a tejben Bq/liter	
			üzemi tej	friss tej
Anglia	1 - 50	0,7 - 3	2 - 15	190
Ausztria	2 - 230			1500*
Csehszlovákia	20 - 200		0 - 500	1000*
Dánia	1 - 2	3	0	30
Finnország	0 - 370	0,6 - 120	20 - 40	
Hollandia	1 - 12	0,5 - 3		175
Izland	0		0	
Izrael	1 - 2		0 - 7	
Jugoszlávia	0 - 150		50 - 150	
Lengyelország	10 - 144	0,1 - 200	0 - 600	1700*
Luxemburg	7			
Magyarország	26 - 48	80 - 150	50 - 200	2800*
Málta		1		
NSZK	0 - 250			1200*
Norvégia	6 - 22	20 - 80	15 - 57	
Portugália	0	0	0	
Svájc	5 - 130	1,6 - 7	7 - 110	440

* Megjegyzés: helyi maximum, a népesség igen kis csoportjaira volt hatással

5.3. táblázat. Radiológiai helyzet Lengyelországban 1986. április 28 - május 3. között [39].

Gamma-111. dózisz-béta mérések	IV/28	IV/29	IV/30	V/1	V/2	V/3	Baleset előtti átlagértékek
Gamma-dózteljesítmény	0,02 mR/h	-0,45 mR/h	min. max.				0,012 mR/h
Levegő [Bq/m ³]	0,8 - 0,7	0,9 - 571	0,3 - 514	0,3 - 110	0,5 - 4,9	0,55 - 6,7	0,1
Tej [Bq/liter]		30 - 2000	42 - 1770	23 - 945	35 - 990	37 - 593	42
Felszíni víz [Bq/liter]		4,4 - 40	1,3 - 89	0,2 - 103	0,5 - 417	0,7 - 59	0,7
Iráv víz [Bq/liter]		6,7 - 48	0,2 - 74	0,3 - 101	0,3 - 111	0,7 - 37	0,4
Fű [Bq/kg]		2400-50000	3700-105000	2700-87000	3600-52000	3440-49000	3223
Talaj [Bq/kg]	2-3 cm vastag	333- 2870	258- 12958	285- 8701	395- 6300	559-15955	481
Kihullás [Bq/m ² , nap]		21- 2800	26- 19514	185-15000	84-23000	37- 2968	34
Hús [Bq/kg]		71- 194	75- 201	51- 183	50- 788	50- 182	99
Zsírsavak [Bq/kg]	friss	-	2600- 6847	480-21000	239-82000	2600-17000	132

Levegőminták izotópszázaléka IV. 28 - V. 3. között Bq/m³-ben

Izotóp	¹³² I	¹³² Te	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	¹⁰³ Ru	¹³¹ I
minimum	70	1,2	0,2	0,1	0,1	1,6
maximum	260	164	19	10	29	186

Európából egyelőre kevés más adattal találkozhatunk, valószínű, hogy az első részletesebb információk megjelenése a nyár végére várható. A napi sajtó tanulmányozásából és az ott közölték kritikával történő kezelésével azonban néhány adat még nyilvánvaló. Eszerint Svédországban és Finnországban elsősorban a jódd és cézium-izotópok voltak túlsúlyban, különösen a balesetet követő napokban mértek helyi maximumokat. Az NSZK déli részén április 30-án heves esőzések voltak, emiatt Bajorországban, főleg München környékén volt nagy a kihullás. Így néhány órán belül a besugárzási dózisteljesítmény a szokásos 8 μ R/h-ról 110 μ R/h-ra emelkedett. A ¹³²Te, ¹³²I és ¹³¹I izotópok mellett a ¹³⁷Cs kihullás volt jelentős. Ennek mértéke a bajor területeken 40 kBq/m² volt. Összehasonlításként: ugyanerre a területre az összes légköri nukleáris robbantás következtében integrálisan kihullott ¹³⁷Cs mennyiség értéke kb. 5 kBq/m² volt.

Magyarországon igen komoly mérési programot hajtottak végre. A nukleáris környezetvédelmi méréseket a Polgári Védelem Országos Parancsnokságán szervezett szakértői bizottság koordinálta és végzett dózisbecsléseket. A PVOP maga is rendelkezik országos mérőhálózattal, de a munkába bekapcsolódott az OSSKI, a KFKI Sugárvédelmi Főosztálya, a PAV Sugárvédelmi Osztálya és az Állategészségügyi és Élelmiszer Ellenőrző Központ mérőhálózata. Emellett több más intézmény, így az MTA Izotóp Intézete, az MTA ATOMKI Debrecenben, a BME Tanreaktora stb. számos mérést hajtott végre elsősorban a kritikus április 29 - május 10 közötti időszakban. Nyilvánosan publikált adatok egyelőre nem jelentek meg hazánkban, a mért értékekre elsősorban szakmai konzultációkon lehetett következtetni.

A Budapesti Műszaki Egyetem területén a BME Tanreaktora végzett méréseket, amelyek eredményeit a [41] cikkben foglaltuk össze. Befejezésül ezeket az adatokat ismertetjük.

Az 5.4. táblázatban a levegő aeroszolaktivitására ill. a kihullásra vonatkozó mérési adatokat foglaltuk össze az április 29 - május 10. közötti időszakra. E mérések összhangban vannak a külföldi és hazai mérésekkel, becslésekkel.

5.4. táblázat. Aeroszolaktivitás és kihullás 1986 április 29 - május 10 között a Budapesti Műszaki Egyetem területén

Dátum	Aeroszolminta Bq/m ³					Kihullás kBq/m ² .nap				
	össz-béta aktivitás	¹³² Te	¹³¹ I	¹⁰³ Ru	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	¹³² Te	¹³¹ I	¹³² I	¹³⁷ Cs
április 29	0,05	2,5	1,1	0,69	0,23	0,17				
április 30	4,1	4,3	1,6	1,3	0,56	0,31	0,95	0,90	5,0	
május 1	6,64	6,0	3,35	2,2	1,24	0,75	0,5	0,90	3,0	
május 2	11,6	0,3	0,45	0,33	0,12	0,09	0,15	0,25	0,75	
május 3	1,0	1,5	0,94	0,86	0,41	0,25				
május 4	3,2	0,09	0,03	0,05	0,13	0				
május 5	0,43	0,93	1,17	1,05	0,31	0,19				
május 6	2,3	2,1	2,7	3,5	0,81	0,5	0,3	0,52		
május 7	6,4	1,55	2,03	3,42	0,72	0,37				
május 8	5,44	0,17	0,26	0,65	0,25	0,05	0,16			
május 9	1,1	0	0,034	0,012	0,014			0,68		
május 10	0,04									0,45

Néhány egyéb mérési eredményünk:

- Szűrőpróbaszerűen vásároltunk tejet üzletben, s ennek ¹³¹I aktivitását vizsgáltuk elsősorban. A mért aktivitáskoncentrációk 40-250 Bq/liter közötti értékek.
- Ivóvízben és Duna-vízben mértünk ¹³¹I koncentrációt. Duna-vízben a május eleji napokban 30-40 Bq/liter volt az aktivitáskoncentráció, ez az érték azonban gyorsan csökkent. Ivóvízben 2 Bq/liter ¹³¹I maximumot mértünk május elején.
- A külső sugárzási szintek is növekedtek, így május első hetében 0,35 - 0,37 μ Sv/h^{*} körüli értékek voltak, a hónap végén 0,05 - 0,1 μ Sv/h-ra csökkentek. Ezek a számértékek az átlagos dózisszint felett értendők.

A magyarországi kihullásra összefoglalóan a következőket mondhatjuk:

1. A kihullás maximuma - a meteorológiai viszonyoknak megfelelően az április 30 - május 4, ill. a május 7-8 közötti időszakokra esett.
2. A kihullás mértéke változatos képet mutat. A legnagyobb kihullás hazánk északi területein és elsősorban a Salgótarján - Budapest - Zalaegerszeg vonalban volt.
3. A kihullott főbb radioaktív izotópok: a ¹³²Te, ¹³²I, ¹³¹I, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs és a ¹⁰³Ru voltak.
4. A vártnál nagyobb volt a ¹³⁷Cs kihullás, s a vártnál mintegy nagyságrenddel kisebb a ⁹⁰Sr/⁹⁰Y izotóp kihullása.

5.5. A várható sugárbiológiai következmények

A csernobili atomerőmű-baleset következményeinek mérlegeléséhez az első pontban vázolt aktivitási adatok nyújtanak kiindulópontot. Hazánkban egyes népességi csoportok többletbesugárzást szenvedtek el. Ennek oka kisebb mértékben a megnövekedett külső sugárzási szint, s döntő mértékben a szervezetbe bekerült radioaktív anyag, amely a szervezetben belső sugárterhelést, ún. inkorporációs sugárterhelést okoz.

* A Sv magyarázata a 92. oldalon!

Az inkorporációs sugárterhelés lényege röviden a következő: a radioaktív anyag belélegzéssel vagy a táplálékláncban keresztül a szervezetbe kerül, ott kémiai tulajdonságainak megfelelően egyes szervekbe vagy szervcsoportokba beépül. A kritikus szervbe vagy szervcsoportba került radioaktív anyag sugározza a szervet, s az ott leadott dózistnak megfelelően számolhatunk a szervezet biológiai elváltozásával.

A kihullás aktivitásadataiból látszik, hogy a várható biológiai hatások közül csak a szakirodalomban sztokhasztikus hatásoknak nevezett elváltozások jöhetnek szóba. Sztokhasztikus hatások a következők: a besugárzott személyek körében rák vagy fehérvérűség következtében fellépő életkor-rövidülés, ill. a besugárzott személyek utódain jelentkező hatás, amely a mutációk számának növekedésével jár.

Az emberi szervezet sugárterhelését egy speciális mennyiséggel, az effektív dózisegyenértékkel jellemezzük. E mennyiség definícióját megtaláljuk az irodalom (pl. [37] -ben). Az effektív dózisegyenértéket sievert (Sv) egységben adjuk meg. A földön lakó emberekre érő természetes eredetű sugárterhelés átlagos értéke 2 mSv, míg az egyszeri nagy besugárzás hatására fellépő halálesetek 2 Sv-nél jelentkeznek. 7 Sv feletti egészséget besugárzásnál a besugárzott személy biztos halálával lehet számolni.

Végül egy - a sugárbiológia eredményeiből származó - adatsor az ionizáló sugárzások sztokhasztikus kockázatának mértékéről. A halálos kimenetű rosszindulatú daganatos betegségek, ill. fehérvérűség kockázata $1,25 \cdot 10^{-2}$ /Sv, a súlyos öröklött egészségkárosodásé $0,4 \cdot 10^{-2}$ /Sv.

Mint említettük, hazánkban a többletsugárzás lényegében az inkorporáció következménye, így a várható sugárbiológiai hatások becslésére meg kell határozunk az inkorporációs dózist. Ezt az alábbi főbb láncolatokból végzik:

1. A kihullás során a levegő aeroszolaktivitása megnő, így a tüdőterhelés nő, ill. belélegzéssel kerülnek a radioaktív anyagok a kritikus szervbe. Meg kell határozni a folyamat következtében fellépő effektív dózisegyenértéket.

2. A földfelszínre "szárazon" vagy csapadékkal kihullott radioaktív anyagok a növényzetre, talajra jutnak. Innen részben a növények belsejébe épülnek, részben bekerülnek a növényevő állatok húsába. Ezután az étkezési szokások alapján becsülik meg a várható effektív dózisegyenértéket.
3. Az első hetekben magas ^{131}I kihullás volt, s elsősorban a tejben jelentkezett. A tehenek által legelt fűre hullott a radioaktív anyag, amely bekerült a tehen szervezetébe, s megjelent a tejben. Itt jegyezzük meg, hogy hazánkban gyors intézkedés történt arra nézve: 170 Bq/liter aktivitáskoncentrációnál nagyobb ^{131}I tartalmú tej ne kerüljön a kereskedelembe. Ezeket a tényezőket figyelembe véve kell meghatározni az effektív dózisegyenértéket.
4. Végül a kihullás következtében radioaktív anyagok jelentkezhetnek az ivóvizben, ez a konkrét esetben elhanyagolható mértékű volt, így az ebből eredő dózisterhelést gyakorlatilag figyelmen kívül hagyhatjuk.

A PVOP szakértőkből álló bizottsága elvégezte e láncolatokból és a rendelkezésre álló aktivitási adatokból az effektív dózisegyenérték meghatározását, s a következő eredményre jutott:

A csernobili atomerőmű-baleset hazai következményeiből származó többletsugárzás a következmények teljes kifutásáig integrálva a legexponáltabb helyeken sem lépi túl a személyenkénti $1-1,5 \text{ mSv}$ effektív dózisegyenértéket, s ez alig nagyobb, mint a természetes eredetű sugárterhelés következményeként fél év alatt szenvedünk el. Így a csernobili atomerőmű-baleset magyarországi hatásai elhanyagolható mértékűek.

Tanulmányozva az 5.4. pontban megtalálható aktivitásadatokat, a Szovjetuniót leszámítva, Európában nem volt a balesetnek számottevő radiológiai következménye.

6. A TÖMEGTÁJÉKOZTATÁS ÉS A KÖZVÉLEMÉNY REAGÁLÁSA

Túlzás nélkül állíthatjuk, hogy a csernobili atomerőműben történtek igen élénken foglalkoztatták az embereket, bizonyos féltelmet, aggodalmat keltettek, a lakosság minden híre élénken és azonnal reagált. Ilyen helyzetben különösen fontos a megfelelő tájékoztatási politika kialakítása és gyakorlása. Most - részben már utólag - feltehetjük a kérdést: mennyire volt gyors, megfontolt, ugyanakkor korrekt a tájékoztatás, mennyire segítette az emberek helyes irányba orientálását. Másképpen is feltehető a kérdések:

- Elegendő volt-e az információ?
- Nem történt-e indokolatlan túlinformálás?
- Voltak-e téves, hamis információk, s mik voltak ennek indítékai?

Úgy véljük, hogy fentiekre - már csak a tanulságok és következtetések levonása céljából is - indokolt válaszolni. E kérdésekre bizonyos mértékben más-más választ adhatunk attól függően, hogy a Szovjetunió, a nyugati országok, vagy Magyarország tájékoztatáspolitikáját vizsgáljuk-e.

A Szovjetunió tájékoztatáspolitikáját ebben a kérdésben különösen nyugaton, de hazánkban is sok bírálat érte, mindenek előtt az első napokban, hetekben. Valentyin Falin, a Novosztij híregyénység elnöke, a Der Spiegel-nek adott interjújában (1986 20.sz.) a következőket mondta: "A nyíltság új minőségét nem lehet egyik napról a másikra elérni. ...Rossz dolog történt, méghozzá váratlanul. Lelkileg nem voltunk felkészülve egy ilyen eseményre. Alapjában véve nem voltak előrelátó instrukcióink, a tájékoztatás területén sem. Sok mindent vaktában tettünk, a tájékoztatás területén is." Vagy másutt: "Most, hogy már némi idő eltelt, úgy tűnik, jobb lett volna, ha azokat az információkat, amelyeket hétfőn közöltünk, már vasárnap közöltük volna."

Úgy véljük, hogy - különösen az első 1-2 hétben - a Szovjetunió indokolatlanul szűkszavúan, nem kellő időben és hiányosan informálta az embereket. Egy ilyen baleset egyetlen ország tekinté-

lyének sem tesz jót, így van ez a Szovjetunió esetében is. Úgy véljük, hogy e negatív megítélést fokozta, hogy az április 26-án hajnalban bekövetkezett balesetről majdnem három napos késéssel, csak április 28-án este tájékoztatták a világot. Különösen értelmetlennek tartjuk e késedelmet egy ilyen balesetnél, amely - már az elején tudni lehetett - több országot is érinthet, s előbb vagy utóbb úgyis tudomást szereznek róla mindenütt. Több napon keresztül az volt a benyomás, hogy mindenről késve, akkor adtak tájékoztatást, amikor más forrásból már úgyis ismerte mindenki a fejleményeket. Mintegy kikényszerített tájékoztatásnak tűnt az összes közlemény. Politikai hibának tekintjük ezt, amelyet aztán a nyugati tömegtájékoztató eszközök bőségesen kihasználtak saját politikai céljaiknak megfelelően.

Nyilván ezek felismeréseként május közepe tájától lényegesen nőtt a Szovjetunióból származó információk mennyisége, részletettség, mélysége. Úgy éreztük, hogy ettől kezdve valóban nem lehetett volna többet közölni, mint amennyi információt kaptunk. S ugyancsak az igazság kedvéért azt is meg kell mondani, hogy hasonló esetekben - bár most bíralták a Szovjetuniót - általában a nyugati országok hivatalos képviselői sem adtak gyorsabb és részletesebb tájékoztatást. Nagyon önkritikusan, illetve kritikusan írt erről a Financial Times 1986. május 12-i számában Jan Davidson.

Érdekes módon a fenti alultájékoztatás mellett kaptunk a Szovjetunióból olyan információkat is, amelyek a közölt formában inkább zavart keltettek, mintsem segítettek a tájékozódásban. (Pl. több szovjet politikus és tudós közölte: "pedig az RBMK a legbiztonságosabb reaktortípusok egyike".) Véleményünk szerint ez egyrészt nem áll fenn (ld. 3. fejezet), másrészt erre hivatkozva sokan feltették a kérdést, hogy "akkor milyen a többi"? Igen megszorodtak - nyilván az RBMK mentségére - a többi atomerőműben múltban és napjainkban bekövetkezett üzemzavarokról, meghibásodásokról szóló beszámolók, legtöbbször nem téve különbséget a jelentéktelen üzemzavarok és a nagyobb meghibásodások, balesetek között. Mindez segített abban, hogy az atomenergetika - amelynek a csernobili események amúgy is sokat ártottak - még rosszabb színben tűnjön fel.

Magyarország tájékoztatáspolitikájában a szóban forgó kérdéssel kapcsolatban egyaránt megtalálható volt az alulinformálás, a túlinformálás és esetenként a - jóhiszemű - félreinformálás. Néha az volt az érzés, hogy az embereket nem kezelték felnőttként, féltek a nyílt tájékoztatástól. Néha görcsösnek tűnt az emberek megnyugtatóra irányuló igyekezet. Az emberek ettől - ahogy az lenni szokott - nem hogy megnyugodtak volna, inkább idegesebbekké, gyanakvóbbakká váltak, és a nyilvánvaló igazságokat is nehezen fogadták el. Ez mindenekelőtt alulinformáltsági érzetükből fakadt, amit erősített az a tendenciózus és valótlanosságokat, fél igazságokat, spekulációkat tartalmazó információ dömping, amelynek az általuk is elérhető nyugati tömegtájékoztató eszközök révén ki lettek téve. Úgy véljük, hogy gazdagabb, nyíltabb hazai tájékoztatás nem okozott volna pánikot, éppen ellenkezőleg, javított volna az emberek hangulatán.

Jóindulatú félreinformálás is történt. Pl. az egyik TV interjúban a pajzsmirigy vizsgálatnál bevitt jó mennyiségét hasonlították össze a csernobili események következtében egyetlen izotópból 1 óra alatt belélegzett mennyiséggel, elhallgatva, hogy ez utóbbi 1 órára vonatkozik, hogy a csernobili események következtében ezen kívül sok más izotóp is bejut a szervezetbe, s nemcsak egyetlen láncolatban keresztül. Emiatt a két szám között valóban óriási különbség adódott, de éppen ezért kevesen hittek a szakértő szavainak.

A csernobili események után nálunk is erősen megszorodtak a különböző országok atomerőműveiben, atomenergetikai létesítményeiben bekövetkezett üzemzavarokról, balesetekről szóló hírek, függetlenül attól, hogy milyen súlyú problémákról van szó. Úgy véljük, hogy ezek nem csökkentik a csernobili atomerőmű-baleset jelentőségét, viszont alkalmasak arra, hogy az atomenergetikát - teljesen indokolatlanul - általánosan elmarasztalják. Nem más ez, mint rövid távú előnyök szerzése érdekében feláldozni, vagy legalábbis veszélyeztetni, a hosszútávú, stratégiai célok teljesítését. Egy kiegyensúlyozottabb, objektívebb, nyíltabb tájékoztatáspolitikai gyakorlása mindenképpen helyeselhető lenne.

A nyugati tömegtájékoztató eszközök tevékenységére - sok esetben vélhetőleg a hivatalos állami politikával szemben is - elsősorban a túlinformálás és a félreinformálás volt jellemző. Legtöbbször kitapintható volt a politikai cél, a szenzációhajhászás és a pánikhangulat keltésére irányuló igyekezet. A történeteket erősen felnagyítva rengeteg spekuláció látott napvilágot. Sok esetben az atom-energetika-ellenesség keltése, erősítése is cél volt. Mindezekhez bizonyos táptalajt adott a Szovjetunió részéről megnyilvánuló, már említett információhiány. A különböző országok, köztük a szocialista országok közvéleményét a Szovjetunió ellen tüzelték, kihangsúlyozva s felnagyítva mindazokat a károkat, amelyek ezeket az országokat a csernobili atomerőmű-baleset következtében érte.

Úgy érezzük néha könnyen rajtakapható balfogást is elkövettek. Ismeretes, hogy a Közös Piac országai egyértelműen politikai, gazdasági megfontolásból, de a csernobili események nyomán megnőtt környezeti radioaktivitásra hivatkozva, importkorlátozásokat vezettek be az európai szocialista országok mezőgazdasági termékei ellen (kivéve az NDK-t). Tették ezt annak ellenére, hogy mindenki előtt világos volt, hogy a radioaktív anyagok légköri terjedése nem ismer politikai határokat, s pl. Magyarország kezdettől fogva kimerítő információkat adott az ezzel összefüggő mérési eredményekről, s vállalta a radioaktív anyagkoncentrációt is tartalmazó műbizonylatoknak szállítmányokhoz történő mellékelését. E lépésükkel jelentős kárt okoztak a szocialista országoknak. Sok magyar embert elgondolkodtatta, hogy pl. a Szabad Európa Rádiónak, amely nem mulasztotta el hangoztatni az irántunk való együttérzését a "Szovjetunió által nekünk okozott kár" miatt, a Közös Piaci Országok e lépéséhez - tudomásunk szerint - egyetlen szava sem volt, legfeljebb ezzel kapcsolatban is csak a Szovjetunió felelősségét hangoztatta.

Természetesen nemcsak a fentiek jellemezték a nyugati tömegtájékoztató eszközök munkáját. Nagyon sok objektív, mélyen elemző írás is napvilágot látott az eseményekkel összefüggésben. Egyes újságok nagyon józanul felvetették, hogy tájékoztatáspolitikájuk bumerágnak bizonyulhat. Az egyszerű emberek ugyanis nem tudják és nem is akarják elválasztani a csernobili atomerőműben bekövet-

kezett egyedi esetet az egész atomenergetikától, így saját országuk atomerőműveitől sem. Olymértékben sikerült az embereket megijeszteniük, atomenergetika ellenessé tenniük, hogy az végsősoron sokkal inkább a nyugati országok atomenergetikai programjának megvalósítását, nem pedig a szocialista országok helyzetét fogja nehezíteni.

7. A CSERNOBILI ATOMERŐMŰ-BALESET TANULSÁGAI ÉS LEHETSÉGES KÖVETKEZMÉNYEI

A csernobili atomerőmű-baleset tekinthető az eddigi legnagyobb ilyen eseménynek az atomenergetika területén. Következményei várhatóan igen szerteágazóak lesznek, s nemcsak a Szovjetunióban, hanem az egész világon jelentkeznek. Éppen ezért tanulságait is nemcsak a Szovjetunióban, hanem más országokban is le kell vonni, még annak tudatában is, hogy az RBMK reaktortípus csak Szovjetunióban épül ill. üzemel.

7.1. Tanulságok és várható következmények a műszaki megoldások és a biztonságtechnika területén

Az elmúlt években - s különösen a Three Mile Island-i atomerőműben 1979-ben, s most a csernobili atomerőműben - bekövetkezett balesetek bebizonyították, hogy az un. elképzelhető maximális baleset valóban - mégpedig az eddig becsültnél nagyobb valószínűséggel - bekövetkezhetsz. Ez szerteoszlatja azt a hiedelmet, hogy az ilyen eseményekkel csak mint elméleti lehetőségekkel kell számolnunk. Úgy véljük, hogy ebbe nem lehet belenyugodni, s mivel a maghasadáson alapuló atomenergiáról még legalább 50-60 évig nem mondhatunk le, a következtetéseket az atomerőművek műszaki megvalósítása, biztonságuk fokozása tekintetében kell levonnunk. El kell érni, hogy a súlyos meghibásodások s különösen azok környezeti hatásának lehetősége oly mértékben legyenek korlátozva, hogy a veszély valóban csak elméletileg létezzék.

Utóbbiak miatt várhatóan komoly analízisnek vetik alá a következő kérdéseket (nemcsak a Szovjetunióban, hanem más országokban is):

- A különböző reaktortípusok értékelése a biztonsági garanciák, mindenek előtt a belső (inherens) biztonság szempontjából. Valószínűleg a belső biztonság megkövetelése erősödik, s törekszenek a többszörös biztonsági garanciák meg-

valósítására, ugyanakkor azonban a szabályozó és biztonság-védelmi rendszer észszerű egyszerűsítésére is. Kritikusabban fogják megvizsgálni azokat a típusokat, amelyekben egyes reaktivitás-visszacsatolások pozitív előjelűek és veszélyes kémiai reakciók játszódhatnak le.

- A vészhűtő rendszerek felülvizsgálatra kerülnek, mindenek előtt abból a szempontból, hogy minden elképzelhető baleseti szituációban el tudják-e látni feladatukat.
- Az üzemközbeni - folyamatos - fűtőelemátrakás gyakorlatát kritikának vetik alá.
- Véleményünk szerint valamennyi ország meg fogja követelni a biztonsági védőköpeny (containment) alkalmazását, talán még azoknál az atomerőműveknél is, amelyeknél emiatt áttervezéseket kell végrehajtani. Ez előtérbe fogja helyezni azokat az atomerőmű felépítéseket, amelyek könnyen beilleszthetők a containment szemléletbe (monoblokkos kivitel stb.).
- Elképzelhetőnek tartjuk, hogy az eddigieknél alacsonyabb szintre korlátozzák az egy telephelyre építhető atomerőmű-kapacitás nagyságát.
- A biztonsági elemzéseket olyan - esetleg az eddigiekben el-
lépzeltnél súlyosabb - esetekre is ki fogják terjesztetni, amelyeket eddig nem feltételeztek.

Az RBMK típussal kapcsolatos intézkedések a Szovjetunióban legalábbis elvileg a következők lehetnek:

- Minden RBMK blokkot leállítanak. Ebben az esetben a KGST egyesített villamosenergia rendszere bajba kerülne, valószínűleg tartós energiakorlátozásokra kerülne sor az összes tagországban. Ennek hatalmas gazdasági konzekvenciái lennének, s ezért nem tartjuk valószínűnek, hogy sor kerül erre a megoldásra.
- Átalakításokat végeznek az összes RBMK blokknál, s ehhez fokozatosan leállítják azokat bizonyos időtartamra. Ennek hatása valószínűleg csupán a Szovjetunióra korlátozódna.

Elképzelhető, hogy ennek egy viszonylag enyhébb változata megvalósul.

- Kiderítik a baleset kiváltó okát és kizárhatónak minősítik annak újbóli megismétlődését. Ekkor úgy dönthetnek, hogy nincs különösebb ok intézkedések meghozatalára, minden mehet az eddigiek szerint. Ekkor az egyetlen hatás az lesz, hogy a csernobili atomerőmű 4. blokkja véglegesen kiesik a rendszerből.

Jelen tanulmány szerzői azon a véleményen vannak, hogy az RBMK-kat át kellene tervezni, át kellene térni a monoblokkos kivitelre, s biztonsági védőköpenybe kellene helyezni a reaktort és az ahhoz közvetlenül kapcsolódó berendezéseket (beleértve a gőzleválasztó dobokat is). Ezzel a rendszer drágul, ami további problémákat okozhat. Elképzelhető, hogy ehelyett a Szovjetunió a nyomtípusú VVER-1000 reaktort helyezi előtérbe, ami könnyebben illeszthető a containment-elvhez.

A magyarországi hatás valószínűleg abban nyilvánul meg, hogy a Paksi Atomerőmű első négy VVER-440-es blokkja után csak a VVER-1000-ek építése jöhet szóba biztonsági védőköpenyes kivitelben.

7.2. Várható pénzügyi, gazdasági hatások

A csernobili atomerőmű-baleset közvetlen és közvetett pénzügyi hatásai minden valószínűség szerint igen nagyok lesznek, nem csak a Szovjetunióban, hanem az egész világon.

A nyugati országokban egy 1000 MW(e)-os atomerőmű beruházási költsége felülmúlja a 2 milliárd US \$-t. Ebből képet kaphatunk a közvetlen kár nagyságáról, ami a Szovjetuniót érte, csupán a csernobili atomerőmű 4. blokkjának tönkremenetele következtében. Hatalmas költségeket emésztene fel az erőmű területén végrehajtandó helyreállítási, valamint azok a munkák, amelyeket az erőműben és környezetében el kell végezni a további veszélyes következmények elhárítása, illetve megelőzése érdekében. A kitelepítési, visszatelepítési, új otthonok létesítésével összefüggő kiadások is óriásiak, nem beszélve a kiesett villamosenergia értékéről, illetve az ebből származó kárról.

A szigorodó biztonsági előírások és a minden bizonnyal meghosszabbodó építési idők költségkonzekvenciái - véleményünk szerint - az egész világon jelentkezni fognak és igen nagyok lesznek. Ennek egy része tulajdonképpen felesleges lesz, csupán a jelenlegi s még egy ideig érvényesülő sokkhatással magyarázható.

A leírtak nyomán valószínűleg nem túlzás azt feltételezni, hogy a csernobili atomerőmű-baleset miatti közvetlen és közvetett többletköltség csak dollármilliárdokban mérhető. És még nem is szóltunk olyan közvetett kárról, mint ami pl. az európai szocialista országokat érte a Közös Piac már említett mezőgazdasági importkorlátozása következtében.

7.3. Várható hatások az atomenergetikai programokra

Várható, hogy az atomenergetikai programokban - legalábbis átmenetileg - bizonyos megtorpanás következik be a csernobili atomerőmű-baleset következtében. Ezt már jelzik az elmúlt két hónap eseményei is. A megtorpanás főbb okai:

- Az emberek viszonya megváltozott az atomenergetikához. Ebben a helyzetben várhatóan felerősödik az atomenergia ellenes mozgalom, ami a nyugati országokban különböző rövidtávú megfontolások, érdekek következtében néhány hatalmon lévő ill. a hatalmat megszerezni akaró párt hivatalos politikájává is válhat.
- A szigorodó biztonsági előírások egyrészt várhatóan hosszabbá teszik az engedélyezési, építési időket, ami a programok csúszását vonja maga után, másrészt többletköltségekhez vezetnek, ami csökkentheti az építésre fordítható összegeket, következésképpen az építhető atomerőművek számát is.

Úgy véljük azonban, hogy a maghasadáson alapuló atomenergia-hasznosítás nélkül a következő 50-60 évben nem lehet megoldani az energiaigények kielégítését. Emiatt az előzőekben vázolt megtorpanás csak átmeneti lehet. Ezt bizonyítják az elmúlt 15-20 év tapasztalatai is.

Az ANS News 1986. júniusi számában néhány országra a következőket prognosztizálják:

A Szovjetunióban a jövőben inkább a biztonsági védőköpennyel ellátott VVER-1000 reaktortípus építése kerül előtérbe a következő években. Jugoszláviában a horvát parlament május 6-án a Prevleka atomerőmű építésének "visszavonásáról" döntöttek. A holland kormány május 7-i ülésén az atomerőmű építési program kiterjesztésére vonatkozó döntést elhalasztotta a csernobili baleset körülményeinek tisztázásáig. A miniszterelnök szerint ez legfeljebb néhány hónapot vesz igénybe. Ausztriában a csernobili atomerőmű-balesetet az "utolsó koporsószögnek tekintik a Zwentendorf-i atomerőmű koporsójában". Az osztrákok az NSZK-ban is tüntettek az atomerőművek ellen, sőt mozgolódásuk bizonyos mértékig Magyarországra is kiterjedt. Svédországban nem látnak okot a jelenlegi atomenergetikai politika változtatására. Dániában csak a Svédországgal folytatandó megbeszéléseket látják fontosnak, minthogy a svéd Barseback atomerőművet túlságosan közelinek tartják országukhoz. Spanyolországban egyelőre semmilyen hatást nem regisztrálnak. Olaszországban a tüntetések ellenére nem változtatnak az eddigi PWR építési programon. Franciaországban csak a gráfitmoderátoros gázhűtésű reaktorok ügyében folytatnak vizsgálatot, PWR építési programjuk megváltoztatását nem tervezik. Angliában a kormány az atomenergetikai program folytatása mellett száll síkra (kizártnak tartja náluk a csernobilihez hasonló baleset bekövetkezését), bár az ellenzék igyekezett az eseményt atomerőműellenes célra felhasználni. Az NSZK-ban - az ellenzéki pártok elsősorban politikai megfontolásokból kinyilvánított atomerőműellenessége ellenére - folytatni kívánják a korábban megfogalmazott nukleáris programot. Az USA-ban nem látnak okot atomenergiaprogramjuk megváltoztatására.

A leírtakból látható, hogy az atomenergetikában élenjáró országokban a csernobili atomerőmű-balesetnek várhatóan nem lesz jelentős program-visszafogó hatása.

7.4. Hatás a nemzetközi kapcsolatokban és együttműködésben

A csernobili atomerőmű-baleset nyilvánvalóvá tette, hogy az atomerőművek biztonságos üzemeltetése nem tekinthető egyetlen ország belügyének. A hatások átléphetik az országhatárokat, így közös érdek az atomenergiahasznosítás lehető legbiztonságosabb, a környezetet legkevésbé veszélyeztető megoldása. Ezek miatt a biztonsági előírások, szabályzatok megfogalmazásánál indokolt nemzetközileg elfogadott normákból kiindulni. Úgy tűnik, növelni kell a nemzetközi szervezetek, mindenek előtt a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) szerepét e szabályzatok kidolgozásában, összehangolásában, az ellenőrzésben, az ezekkel összefüggő nemzetközi együttműködésben szervezésében.

A NAÜ kormányzótanácsa 1986. május 21-i ülésén úgy döntött, hogy a határokon túlterjedő hatások esetén jelentést kell tenni a nukleáris balesetről: "Egy kormányzati csoportnak sürgősen egyezménytervezetet kell készítenie, amely szerint a tagországok kötelezettséget vállalnak arra, hogy a nukleáris balesetekről időben és átfogóan tájékoztatást adnak, ha a baleset hatása határokon túlra is kiterjedhet" - ez áll az ülésről kiadott sajtóközleményben. A csernobili atomerőmű-balesettel összefüggésben ugyanezen ülésen úgy határoztak, hogy két hónapon belül a NAÜ megkapja a szükséges adatokat a Szovjet illetékesektől. Szakértői tanácskozást tartanak, majd ezt követően szeptemberben konferenciát rendeznek a baleset tanulságairól. Ezek az elképzelések összhangban vannak a Szovjetunió elképzeléseivel is, amelyek lényegéről Gorbacsov főtitkár a már hivatkozott májusi TV-beszédében szólt.

A nemzetközi együttműködés és a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség szerepének növelését a következő években az eddigieknél is fontosabbnak kell tekinteni. Az atomerőművek előbb-utóbb olyan kevésbé fejlett országokban is elterjednek, melyeknek technológiai és irányítási képességei sok tekintetben óhatatlanul alatta maradnak az atomerőművekkel már ma is rendelkező országokénak. Ezeket az országokat fel kell készíteni a fejlett technika fogadhatóságára, hiszen a szomszédos és távolabbi országok veszélyeztetése nélkül csak akkor

szabad eme országokban atomerőművet építeni, ha a tárgyi feltételek mellett rendelkeznek a szubjektív, személyi feltételekkel is. Ez többek között a szakemberek képzését is igényli, amelyben más országoknak - így Magyarországnak is - és a NAÜ-nek is szerepet kell vállalniuk.

A közvéleményt - különösen Európában - nagyon megrázták a csernobili események. Először tapasztalták az emberek olyasmit, hogy valahol tőlük távol történik valami rendkívüli esemény, s annak láthatatlan sugárzó részecskéi megjelennek fejük fölött, a földjükön, az élelmiszerekben. Egyszerre csak azt vették észre, hogy nem tudják eladni a salátájukat, nem veszik át országukból az élelmiszereket.

Az emberek elkezdtek félni. Félni egy konkrét, de általuk nem látható valamitől, amelynek forrása tőlük 1000-2000 km-re van. Nyilván elgondolkodtatta őket: ha egy ilyen eseménynek ilyen hatása van, mi lenne, ha ennél nagyságrendekkel több radioaktivitást felszabadító atomháború bekövetkezne. Azt is megértették, hogy ebben az esetben még az sem segítene rajtuk, ha mindez tőlük több ezer kilométerre történne. Az európai emberek - akik szerencsére már több mint 40 éve békében élnek - hosszú idő óta először kerültek közvetlen kapcsolatba a veszéllyel. Azt reméljük, hogy ez megnövelte minden ember felelősségérzetét a békéért. Nehezebben fognak hinni pl. a korlátozott atomháború lehetőségében. Most már tudják, hogy még ha a robbanások helyét korlátoznák is - ami valószínűleg ugyancsak lehetetlen -, hatásukat egyáltalán nem korlátozhatnák. Földi méretű katasztrófa következhetne be akkor is, amelyben a megsemmisülés veszélye fenyegetné nemcsak a megtámadottat, de a támadót is. Úgy véljük, hogy az emberek - az egyszerű emberek is - megértettek ebből valamit a csernobili atomerőmű-baleset nyomán.

Azt reméljük, hogy a felelős kormányok is megértették ezt. A félelem láttán megértették talán, hogy az emberek a békét óhajtják, s félnek mindentől, ami ezt veszélyeztetheti. Talán nagyobb felelősséggel, a megegyezési készség magasabb fokán ülnek a tárgyaló asztalokhoz. Mert az igazi veszélyt nem az atomenergetika hanem a háború jelenti. Egyetlen elszalasztott lépés a tárgyaló asztalnál mérhetetlenül nagyobb kockázatot jelent az emberiség számára, mint bármennyi atomerőmű létesítéséről szóló pozitív döntés.

Úgy véljük, hogy a csernobili atomerőmű-baleset legnagyobb tanulsága ez.

IRODALOMJEGYZÉK

- 1 MVMT: Előzetes Műszaki Adatok 1985, Magyar Villamos Művek Tröszt, Budapest, 1986
- 2 M.Grathwohl: World Energy Supply - Resources, Technologies, Perspectives Walter de Gruyter, Berlin, New-York, 1982
- 3 Kocsenov, A.Sz. és tsai: Vozmozsnoštzi atomnoj energetiki v resenii toplivnüh problem. Teploenergetika, 1982. 7. sz. p. 2-4.
- 4 Novie aszpekti izvlecsenija urana iz morszkoj vodi. Atomnaja tehnika za rubezsom, 1984. 4. sz. p. 21-24.
- 5 Anthony, V. Nerv. JR: A Guidebook to Nuclear Reactors - Reactors, Fuel Cycles, The Issues of Nuclear Power. University of California Press, 1979
- 6 Neue Wege in der Erschliessung der Uranreserven. Blick durch die Wirtschaft, 24.k. 177.sz. 1981. szept.16. p.5.
- 7 W.Marh: Der Uranmarkt und seine Bedeutung für den Schnellen Brüter. KfK-Nachrichten Jahrg. 2/82. S. 99-108.
- 8 Fuel and Heavy Water Availability - Report of INFCE Working, Group 1. IAEA, Vienna, 1980.
- 9 URANIUM - Resources, Production and Demand. A Joint Report by the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency (NEA) and the International Atomic Energy Agency, February 1982.
- 10 Teueres Uran gibt es in Hülle und Fülle. Blick durch die Wirtschaft, 1981, 155.sz. aug. 17. p.7.
- 11 Die Uranversorgung der Welt. Atomwirtschaft-Atomtechnik. Juni 1984, p.293-296.
- 12 M.V.Ziegler, E.Bertel: Les ressources mondiales en uranium naturel. La Technique Moderne, Novembre - Decembre 1982

- 13 Dr.Szergényi I.: Az atomenergia szerepe a világ energiafelhasználásában.
Iparpolitikai tájékoztató, 1984/5.
- 14 IAEA Bulletin.
- 15 Atomwirtschaft - Atomtechnik, 1986. június.
- 16 Weltweit 15% Elektrizität aus Kernkraftwerken,
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 31.k. 1986/3
- 17 G.Greenhalgh, E.Jeffs: A year of consolidation.
Nuclear Engineering International, May 1984, p. 25-35.
- 18 J.Feron: The Civil Uranium Market 1955-1982: A Quarter of a
Century of Instability. ...
International Conference on Nuclear Power Experience, Vienna,
13-17 September 1982, IAEA-CN-42/21
- 19 Dr.Virág Elemér, Dr.Pálmai György: Atomtechnika és környezet-
védelem, BME Mérnöki Továbbképző Intézet, Budapest, 1986.
- 20 Rasmussen J.: On the structure of knowledge - a morphology of
mental modes in a man - machine system concepts, RISØ-M-2192,
Risø National Laboratory, DK 4000, Roskilde, Denmark, 1979.
- 21 O.Kellermann: Accident analysis as the basis of technical
examination for the safety of nuclear power plants;
Reactor Safety and Hazard Evaluation Techniques, Vol.2. IAEA,
1962, Vienna.
- 22 Glasstone, S.; Jordan, W.H.: Nuclear power and its environmental
effects.
ANS, La Grange Park, Calif. USA, 1980.
- 23 Margulova, T.H.: Atomerőművek.
Műszaki Könyvkiadó, Bp. 1977.
- 24 I.Ja.Jemeljanov, ...: Voproszi bezopasznoszti AESz sz kanalnümi
grafitovümi reaktorami ohlazsdaemümi kipjacsej vodoj.
Atomnaja Energija, Moszkva, 1977, jun.
- 25a Szabó Zoltán: Négy évtized reaktorbalesetei.
Központi Fizikai Kutató Intézet, Bp. KFKI-1982-94.

- 25 The Chernobyl Syndrome.
Newsweek. May. 12, 1986.
- 26 Nuclear Engineering International. August. 1985. Supplement.
- 27 Alekszandrov, A.P.: Nukleáris energetika, ember és környezet.
Műszaki Könyvkiadó, Bp. 1984.
- 28 Margulova, T.H.: Atomerőművek.
Műszaki Könyvkiadó. Bp. 1977.
- 29 Jemeljanov, I.Ja, ... : Konsztruirovanie jagyernüh reaktorov.
Energoizdat. Moszkva. 1982.
- 30 Petroszjanc, A.M., ... : Leningradszkaja atomnaja elektrosztancija
i perszpektivü kanalnüh kipjacsih reaktorov.
A/CONF.49/P715. Geneva, 1974.
- 31 Csernobilszkaja atomnaja elektrosztancija.
Atomenergoexport.
- 32 Romanyenko, V.Sz., Krajuskin, A.V.: Raszcsotnüle isszledovaniya
fiziceszskih karakterisztik RBMK v perehodnom periode.
Atomnaja Energija. 1982. dek. p. 367
- 33 Jemeljanov, I.Ja., ... : Isszledovanyije rezsima rabotü energo-
blokka sz RBMK pri lozsnom vkljucsenyii szisztemü avarijnovo
ohlazsgyenija reaktora.
Energeticseszkiye Sztancii 1984/3.
- 34 Jemeljanov, I.Ja. ... : Voproszi bezopasznoszti AESz sz kanalnümi
grafitovümi reaktorami, ohlazsdaemümi kipjacsej vodoj.
IAEA-CN-36/341, Salzburg, 1977.
- 35 Dollezsal, N.A.: Graphite-water steam generating reactor in the
USSR.
Nucl. Energy 1981. Vol. 20. No.5. (oct.)
- 36 Kabanov, L.P.: Effektivnoszti avarijnovo ohlazsgyenija energe-
ticseszskih reaktorov sz vodnüm tieplonoszityelem.
Tieploenyergetika, UDK 621. 311. 25:621.039
- 37 Virágh E., Pálmai Gy.: Atomtechnika és környezetvédelem,
BME MTI, Budapest, 1986.

- 38 Chernobyl Reactor Accident (Report of Consultation 6 May 1986)
WHO, Regional Office for Europe, Copenhagen, 1986 May.
- 39 Radiological Situation in Poland.
IAEA Report PR 86/4, Vienna, 1986. május 5.
- 40 Virágh E.: A nukleáris környezet ellenőrzés alapjai.
Jövő Mérnöke. XXXIII.évf. 15.sz. Budapest, 1986. május 16.
- 41 Csom, Gy., Virágh E.: Nukleáris környezetvédelmi mérések a BME
tanreaktorában.
Jövő Mérnöke. XXXIII.évf. 18.szám. Budapest, 1986. június 6.