

Rapport Prav 1.35

BERÄKNING AV UPPBYGGNAD AV LÅNGLIVADE  
FÖRBRÄNNINGSMONOKLIDER PÅ PRIMÄRSYSTEMYTA OCH  
FÖRBYTTARMASSOR I BWR.

av

K Lundgren  
ASEA-ATOM

**SAMMANFATTNING**

Föreliggande rapport innehåller beräkningar med datorprogrammet "CRUD" av uppbyggnaden av ur avfallssynpunkt intressanta radionuklider på primärsystemtor och i jonbytarmassa. Som referensanläggning har valts Oskarshamn 2 och i beräkningarna görs en extrapolation av drifhistoriken till 20 år. Beräkningen är gjord för Mn-54, Fe-55, Co-60, Ni-59, Ni-63 samt Zn-65. De olika konstanterna för deposition och avlossning som ingår i programmet har bestämts genom anpassning mot uppmätta data.

80-06-04

Innehållsförteckning

1. Inledning
2. Kort beskrivning av datorkoden CRUD
3. Bestämning av konstanter ingående i CRUD genom jämförelse mellan beräknade och uppmätta värden
4. Beräkning av mängden Mn-54, Fe-55, Co-60, Ni-59, Ni-63 samt Zn-65 på primärsystemyta och i jonbytarmassor
5. Referenser
6. Tabeller och diagram

80-06-04

1

Inledning

Erfarenhet från svenska BWR visar att större delen av personalens stråldos härrör från aktiverade korrosionsprodukter. Stor möda har därför nedlagts för att öka förståelsen och kunskapen om korrosionsprodukternas uppförande i BWR-miljö.

Tillsammans med de svenska kraftverksägarna bedrivs ett omfattande uppföljningsarbete på material-, kemi och strålskyddssidan. Berörda reaktorer är Oskarshamn 1 och 2, Barsebäck 1 och 2 samt Ringhals 1. Insatserna kan uppdelas i följande delar:

Vattenkemiuppföljning

Den dagliga kontrollen av vattenkemin inrapporteras till AA och matas in i ett datorprogram. Datorprogrammet möjliggör analys av erhållna mätdata.

Integrerande provtagning

Med ett visst mellanrum (ca 3000 fulleffekttimmar (EFPH)) genomföres speciella mätkampanjer, där korrosionsprodukthalter i reaktor- och matarvatten analyseras mera i detalj.

MADAC

Med en speciell utrustning MADAC (Mobil Analysator för Detektering av Crud i rör) möjliggöres uppmätning av gammaaktivitet på insidan av rörledningar. Sådana mätningar har utförts under de årliga revisionsavställningarna sedan 1977.

Provtagning på bränslekapsling

Med en speciell utrustning kan provtagning på oxidskiktet på bränslekapslingen göras. Sådana undersökningar har gjorts på bränsle uttaget ur reaktorerna Oskarshamn 1 och 2 samt Barsebäck 1.

Oxidkaraktärisering

Ett projekt bedrivs där oxidskiktets sammansättning och struktur på provbitar tagna från primärsystem från anläggningar i drift analyseras.

Dosratmätningar

Sedan starten av varje reaktor har dosratmätningar gjorts på ett stort antal mätpunkter. Dessa dosratmätningar har genomförts under de årliga revisionsperioderna och ibland även under drift.

Som komplement till ovan beskrivna datainsamling från i drift varande reaktorstationer har ett datorprogram 'CRUD' framtagits. Programmet beräknar transport och aktivering av korrosionsprodukter i reaktorns primärsystem. Indata till programmet består av olika drift- och bränslebytesdata samt olika material- och kemidata. En körning resulterar i att mängden korrosionsprodukter och aktivitet som funktion av tiden i olika delar av primärsystemet redovisas.

80-06-04

Genom att jämföra beräknade värden med uppmätta har det varit möjligt att bestämma de olika konstanterna för avlossning och deposition som ingår i programmet. Referensanläggning har varit Oskarshamn 2. Följande reaktioner har studerats:

Fe-54 (n,p)	Mn-54
Fe-58 (n, $\gamma$ )	Fe-59
Ni-58 (n,p)	Co-58
Co-59 (n, $\gamma$ )	Co-60
Zn-64 (n, $\gamma$ )	Zn-65

Allmänt kan sägas att reellt god överensstämmelse mellan uppmätta och beräknade värden har erhållits.

Med hjälp av ovan beskrivna bestämning av i programmet 'CRUD' ingående konstanter har en bestämning av ur avfallssynpunkt intressanta radionuklider på primärsystemtor och i jonbytarmassa gjorts. Även i detta fall har Oskarshamn 2 tjänstgjort som referensreaktor och i beräkningarna har gjorts en extrapolation av drifhistoriken till 20 år.

Följande nuklider har beräknats:

Mn-54, Fe-55, Co-60, Ni-59, Ni-63 samt Zn-65.

80-06-04

2

Kort beskrivning av datorkoden CRUD

För att simulera aktivering och transport av korrosionsprodukter i en BWR har FORTRAN-programmet CRUD framtagits. Nedan följer en mycket kort beskrivning av programmet. Programmet beskrivs i detalj i referens 1.

Korrosionsprodukter förs till reaktorvattnet med matarvattnet eller genom korrosion av reaktorvattenberörda material (inom områden i eller utanför härdregionen). Korrosionsprodukterna deponerar på härdytor och primärsystemytor eller uppfångas i reaktorns reningssystem. Aktivering sker i det som deponerat på härdytor samt i konstruktionsmaterial i härdregionen. Avlossning av aktiverade korrosionsprodukter sker från dessa ytor till reaktorvattnet. Beroende på aktivitetskoncentrationen i reaktorvattnet sker deposition på primärsystemytor samt infångning i reningssystem.

I diagram 1 redovisas ett flödesschema över den ovan skissade beräkningsmodellen. I diagrammet redovisas också beteckningar på olika storheter. En mera komplett lista på beteckningar och enheter redovisas sedan i diagram 2.

Rent allmänt kan CRUD beskrivas som en semi-empirisk beräkningsmodell. Målsättningen har varit att genom att jämföra beräkningsresultat med uppmätta data erhålla en större förståelse och kunskap om de studerade transportmekanismerna.

I diagram 3-6 redovisas de olika differentialekvationer och samband som antas gälla. Av dessa diagram framgår hur de olika konstanterna för deposition och avlossning är definierade. De i diagrammen angivna sambanden leder till att ett antal ordinära differentialekvationer med begynnelsevillkor skall lösas. Detta sker numeriskt i programmet med en enkel enstegsmetod. Det tidssteg som används är 86 400 s (= 1 dygn).

Grunddata för olika aktiveringsreaktioner finns lagrade i programmet. Dessa redovisas för de i denna rapport aktuella reaktionerna i tabell 1.

80-06-04

3

Bestämning av konstanter ingående i CRUD genom jämförelse mellan beräknade och uppmätta värden

För att bestämma depositions- och avlossningskonstanter ingående i CRUD så har ett antal beräkningar för Oskarshamn 2 gjorts. Betraktad tidsperiod har varit driftens början 1974 till revisionsavställningen 1979 (RA79). Detta innebär totalt 1767 dagar. Driftshistoriken (= medelvärde på reaktoreffekten för varje dag) fanns redan tidigare uppstansat.

Bränslebytesthistoriken framgår av nedanstående tabell 2

Tabell 2 Oskarshamn 2 - Bränslebytesthistorik 1974 - RA79

	Antal nyinsatta patroner (BP)	Aterinsättning av initialbränsle (ant BP)
1974	444	-
RA76	56	-
RA77	122	50
RA78	64	106
RA79	100	-

Halterna av korrosionsprodukter i matar- och reaktorvatten har undersökts vid ett antal mätkampanjer (sk integrerande provtagning) Resultaten har sammanställts i nedanstående tabell 3

Tabell 3 Oskarshamn 2 - Korrosionsprodukter i reaktor- och matarvatten (ppb)

Reaktorvatten

Datum	Co	Cr	Cu	Fe	Mn	Ni	Zn
juli 75	0,030	2,5	1,5	0,21	0,19	0,13	1,2
sept 75	0,038	7,7	1,8	0,25	0,74	2,3	5,7
nov 76	0,035	0,61	1,0	1,6	0,26	0,44	0,62
april 77	0,016	0,90	0,26	2,6	0,095	0,47	0,26
april 78	0,010	0,58	0,96	2,3	0,22	0,19	0,41
april 79	0,02	1,3	0,17	1,6	0,20	0,21	0,28
juli 79	0,016	2,5	0,12	1,6	0,20	0,22	0,30

Matarvatten

Datum	Co	Cr	Cu	Fe	Mn	Ni	Zn
juli 75	0,010	0,0098	0,052	0,12	0,020	0,11	0,10
nov 76	0,019	0,015	0,21	0,61	0,029	0,39	0,17
april 77	0,0095	0,046	0,034	0,38	0,0094	0,054	0,034
april 78	0,0029	0,12	0,20	1,8	0,089	0,069	0,16
april 79	0,02	0,20	0,03	0,97	0,07	0,09	0,06
juli 79	0,0040	0,039	0,0082	0,64	0,046	0,065	0,031

80-06-04

I diagram 7 redovisas antagna halter av Fe, Co, Ni samt Zn i matarvattnet som funktion av tiden. Halten Fe har antagits konstant medan de övriga har förutsatts avta med tiden. I diagram 7 finns även inprickat uppmätta värden enl tabell 3. De antagna halterna har baserats dels på uppmätta halter i matarvattnet, dels på en jämförelse mellan uppmätta och beräknade halter i reaktorvattnet. Detta har föranlett att antagna halter för spec. Co oftast ligger betydligt under uppmätta. Detta kan dock förklaras av att Co är svår att analysera i så små koncentrationer samt att provtagningssystemet (rostfritt stål, okänd Co-halt) förorenar proven.

Korrosionshastigheten för spridarna (= Inconel X-750) antas i programmet avta, se diagram 4. CRS<sub>2000</sub> samt konstanterna  $C_0$  och  $C_1$  (diagram 4) har antagits ha följande värden:

$$\text{CRS}_{2000} = 2.6 \cdot 10^{-10} \text{ kg/m}^2, \text{s} (\approx 7 \text{ mdm})$$

$$C_0 = 0.1$$

$$C_1 = 0.01 \text{ dygn}^{-1}$$

Ovanstående korrosionshastighet är i överensstämmelse med resultaten enl referens 2 (ca 10 mdm i intervallet 600-900 timmar). Spridarnas materialsammansättning redovisas i tabell 4.

Korrosionen av reaktorvattenberört rostfritt stål antas vara konstant i tiden med hastigheten  $3.0 \cdot 10^{-11} \text{ kg/m}^2, \text{s} (\approx 0.8 \text{ mdm})$ . Den antagna korrosionshastigheten är något lägre än angivet i referens 2 (1-2 mdm gällande tidsintervallet 600-900 timmar). Korrosionshastigheten bör dock avta på liknande sätt som för spridarmaterial, vilket gör valet av något lägre korrosionshastighet motiverat. Förutsatt materialsammansättning i det rostfria stålet redovisas i tabell 4

Tabell 4

Antagen materialsammansättning i spridarmaterial (= Inconel X-750) samt reaktorvattenberörda ytor (= SIS 2333)

Inconel X-750		SIS 2333	
Cr	15,8 %	Cr	18,3 %
Fe	7,0	Mn	1,1
Co	0,05	Fe	69
Ni	72,7	Co	0,03
Cu	0,05	Ni	10,4



80-06-04

Uppmätt mängd deponerat material på bränsle i Oskarshamn 1 och 2 som funktion av fulleffektiden framgår av diagram 8. Under senare tid har delvis ifrågasatts om inte vissa värden enl diagram 8 ligger något för lågt. Detta skulle bero på att provtagningsutrustningen ej alltid lyckas uppsamla allt deponerat material från den förutsatta ytan. Efter en fin-justering av apparaturen har också värdena vid de senaste mättillfällena givit något högre värden (diagram 8). I referens 3 görs en beräkning utgående från den integrerande provtagningen på reaktor- och matarvatten vad som maximalt kan tänkas deponera på bränslet. Den beräknade maximala ackumuleringshastigheten har inprickats i diagram 8 och som synes ligger den betydligt över uppmätta data. Utgående från ovanstående resonemang har som riktvärde vid beräkningarna antagits att deponerad mängd på bränslet vid RA77 (14300 EFPH) uppgick till  $5 \text{ g/m}^2$ .

Materialprofil på bränslet samt materialsammansättning har bestämts utgående från provningsresultat på bränsle uttaget från Oskarshamn 2 RA77. Uppmätta resultat redovisas i tabell 5

Tabell 5

Oskarshamn 2 - Uppmätt materialprofil och materialsammansättning på bränsle uttaget RA77

<u>Profil</u>	<u>Avstånd från härdbotten (%)</u>	<u>Materialmängd (<math>\text{g/m}^2</math>)</u>
	93	0.25
	79	0.38
	64	0.74
	50	0.70
	36	1.1
	21	1.6
	7	0.27
 <u>Sammansättning</u>		
	Cr	1.3 %
	Mn	2.1
	Fe	66.7
	Co	0.31
	Ni	19.4
	Cu	1.2
	Zn	9.0

Ett totalt reningsflöde på  $18 \text{ kg/s}$  ( $17 \text{ kg/s}$  till 331-jonbyttarna samt  $1 \text{ kg/s}$  pga fukt med ångan och läckage) har antagits. Vidare har tagits hänsyn till att magnetitfilterna var i drift under stationens första 3285 EFPH. Verkningsgraden har satts till 33 % och 50 % för inaktivt resp aktivt material. Flödet genom filterna var  $70 \text{ kg/s}$ .

80-06-04

Övriga indata redovisas nedan:

$\phi_{th}$ ( $100^{\circ}10$ )	= $3.6 \cdot 10^{13}$ k/cm <sup>2</sup> · s
Neutrontemperatur	= 300° C
Matarvattenflöde (100 %)	= 849 kg/s
Reaktorvattenmängd	= 200 ton
Yttre area	= 5000 m <sup>2</sup>

Ett antal beräkningar har gjorts med ovan angivna indata och riktvärden för reaktionerna:

Fe	→	Mn-54
Fe	→	Fe-59
Co	→	Co-60
Ni	→	Co-58
Zn	→	Zn-65

Depositions- och avlossningskonstanter (DC1, DC2, DO1, DO2, RC1, RC2, RO1, RO2 - se diagrammen 2-6) har valts så att bästa möjliga överensstämmelse med uppmätta data erhållits. Grundprincipen har varit, att olika nuklider av samma ämne uppför sig likartat kemiskt. Avlossningen från yttre ytor har t ex bestämts utgående från en jämförelse mellan Co-58 och Co-60 med förutsättningen att de bägge nukliderna kemiskt uppträder på likartat sätt. (referens 4).

För var och en av de studerade 5 reaktionerna redovisas följande 4 diagram:

9, 13, 17, 21, 25 - Reaktorvattenaktivitet (Bq/kg) jämfört med uppmätta värden (medelvärden)

10, 14, 18, 22, 26 - Korrosionsprodukthalt i reaktorvattnet (ppb) jämfört med uppmätta värden (enl tabell 3)

11, 15, 19, 23, 27<sub>2</sub> - Ytaktivitet på reaktorvattenberörda ytor (Bq/m<sup>2</sup>) jämfört med MADAC-resultat på 321/331-ledningar<sup>1)</sup> (RA77, RA78, RA79)

12, 16, 20, 24, 28 - Specifik aktivitet på bränsle (Bq/kg) jämfört med uppmätta värden från RA77 (prov från 4 stavar)

1) Innehållande icke renat 270 °C reaktorvatten under drift

80-06-04

Allmänt kan sägas att överensstämmelsen mellan uppmätta och beräknade värden är relativt god. Under driftåret 1977/1978 observerades en sänkning av reaktorvattenaktiviteterna (se speciellt Co-60). Något liknande har vi icke lyckats simulera med modellen och någon direkt förklaring till fenomenet har ej hittats. Under driftåret 1978/1979 har sedan reaktorvattenaktiviteterna åter ökat i den takt modellen förutsäger

I tabell 6 finns en sammanställning över använda värden på deponerings- och avlossningskonstanter (DC1, DC2, DO1, DO2, RC1, RC2, RO1, RO2 - se diagrammen 2-6)

Tabell 6

Valda värden på depositions- och avlossningskonstanter ( $S^{-1}$ )

	DC1	DC2	DO1	DO2	RC1 (0) <sup>1</sup>	RC2 (0) <sup>1</sup>	RO1	RO2
Fe→Mn-54	1.0(-3) <sup>2)</sup>	2.0(-4)	7.5(-4)	7.5(-5)	7.0(-9)	7.0(-9)	2.0(-8)	2.0(-8)
Fe→Fe-59	1.0(-3)	1.0(-3)	7.5(-4)	7.5(-4)	7.0(-9)	7.0(-9)		
Ni→Co-58	1.0(-3)	2.0(-4)	7.5(-4)	1.5(-4)	5.0(-9)	5.0(-9)		
Co→Co-60	2.0(-4)	2.0(-4)	1.5(-4)	1.5(-4)	5.0(-9)	5.0(-9)		
Zn→Zn-65	2.5(-4)	2.5(-4)	3.5(-5)	3.5(-5)	1.0(-8)	1.0(-8)		

1) Konstanten C i uttrycket för RC1 och RC2 är satt till 500 dagar (se diagram 3)

2) 1.0 (-3) står för  $1.0 \cdot 10^{-3}$

80-06-04

4

Beräkning av Mn-54, Fe-55, Co-60, Ni-59, Ni-63 samt Zn-65 på primärsystemyta och i jonbytarmassor

Med hjälp av de konstanter som bestämdes i föregående avsnitt har en beräkning för rubricerade nuklider gjorts fören drifttid extrapolerad upp till 20 år (= 7235 dagar). Driftåren efter RA79 har antagits vardera omfatta 6500 EFPH. 95 bränslepatroner har antagits bli utbytta per år från och med RA80. Matarvattenhalterna har antagits vara konstanta efter dag 1200 (se diagram 7). Värden på aktiveringstvärnsnitt och halveringstider framgår av tabell 1. Använda värden på deponerings- och avlossningskonstanter framgår av tabell 7. Övriga indata är lika de som användes i föregående avsnitt

Tabell 7

Valda värden på depositions- och avlossningskonstanter ( $s^{-1}$ )

	DC1	DC2	DO1	DO2	RC1(0)	RC2(0)	RO1	RO2
Fe→Mn-54	1.0(-3)	2.0(-4)	7.5(-4)	7.5(-5)	7.0(-9)	7.0(-9)	2.0(-8)	2.0(-8)
Fe→Fe-55	1.0(-3)	1.0(-3)	7.5(-4)	7.5(-4)	7.0(-9)	7.0(-9)		
Co→Co-60	2.0(-4)	2.0(-4)	1.5(-4)	1.5(-4)	5.0(-9)	5.0(-9)		
Ni→Ni-59	1.0(-3)	1.0(-3)	7.5(-4)	7.5(-4)	5.0(-9)	5.0(-9)		
Ni→Ni-63	1.0(-3)	1.0(-3)	7.5(-4)	7.5(-4)	5.0(-9)	5.0(-9)		
Zn→Zn-65	2.5(-4)	2.5(-4)	3.5(-5)	3.5(-5)	1.0(-8)	1.0(-8)		

För var och en av de studerade 6 reaktionerna redovisas följande 3 diagram:

29, 32, 35, 38, 41, 44 - Reaktorvattenaktivitet (Bq/kg)

30, 33, 36, 39, 42, 45 - Ytaktivitet på reaktorvattenberörda ytor (Bq/m<sup>2</sup>)

31, 34, 37, 40, 43, 46 - Aktivitetsinventarium i jonbytarmassa (Bq)

I diagrammen finns angivet ungefärliga jämviktsvärden/slutvärden efter 20 års drift. Dessa finns sammanställda i nedanstående tabeller 8, 9 och 10. Jämviktsvärdena för reaktorvattenaktivitet har använts för att beräkna ackumuleringshastigheten i jonbytarmassa (MBq/EFPH). Dessa värden redovisas tillsammans med reaktorvattenaktiviteten i tabell 8.

80-06-04

Tabell 8

Reaktorvattenaktivitet (Bq/g) och ackumuleringshastighet i jonbytarmassa (MBq/EFPH) - Medelvärden efter 20 års drift.

	<u>Reaktorvattenaktivitet</u> Bq/g	<u>Ack. hastighet</u> (MBq/EFPH)
Mn-54	2.4	170
Fe-55	4.6	320
Co-60	3.5	240
Ni-59	$1.5 \cdot 10^{-3}$	0.10
Ni-63	0.28	19
Zn-65	4.8	330

Tabell 9

Ytaktivitet på reaktorvattenberörda ytor (MBq/m<sup>2</sup>) - Medelvärde efter 20 års drift

Mn-54	140 MBq/m <sup>2</sup>
Fe-55	4600 "
Co-60	850 "
Ni-59	2.3 "
Ni-63	410 "
Zn-65	120 "

Tabell 10

Totalt ackumulerad aktivitet i jonbytarmassa efter 20 års drift.

Mn-54	1.3 TBq
Fe-55	7.8 "
Co-60	11 "
Ni-59	0.011 "
Ni-63	1.9 "
Zn-65	2.2 "

80-06-04

Som framgår av tabell 9 och 10 dominerar Fe-55 aktivitetsmässigt på reaktorvattenberörda ytor medan Co-60 är störst i jonbytarmassan. Vid långa avklingningstider kommer bidragen från Ni-59 ( $T_{1/2}=8 \cdot 10^4y$ ) och Ni-63 ( $T_{1/2}=92y$ ) att dominera.

Beträffande aktiviteten i jonbytarmassa kan olika transienter ha en viss betydelse. Speciellt vid reaktoravställning kan noteras att en aktivitets-  
spik erhålles i reaktorvattnet. I nuvarande version av programmet CRUD kan dessa ej simuleras.

80-06-04

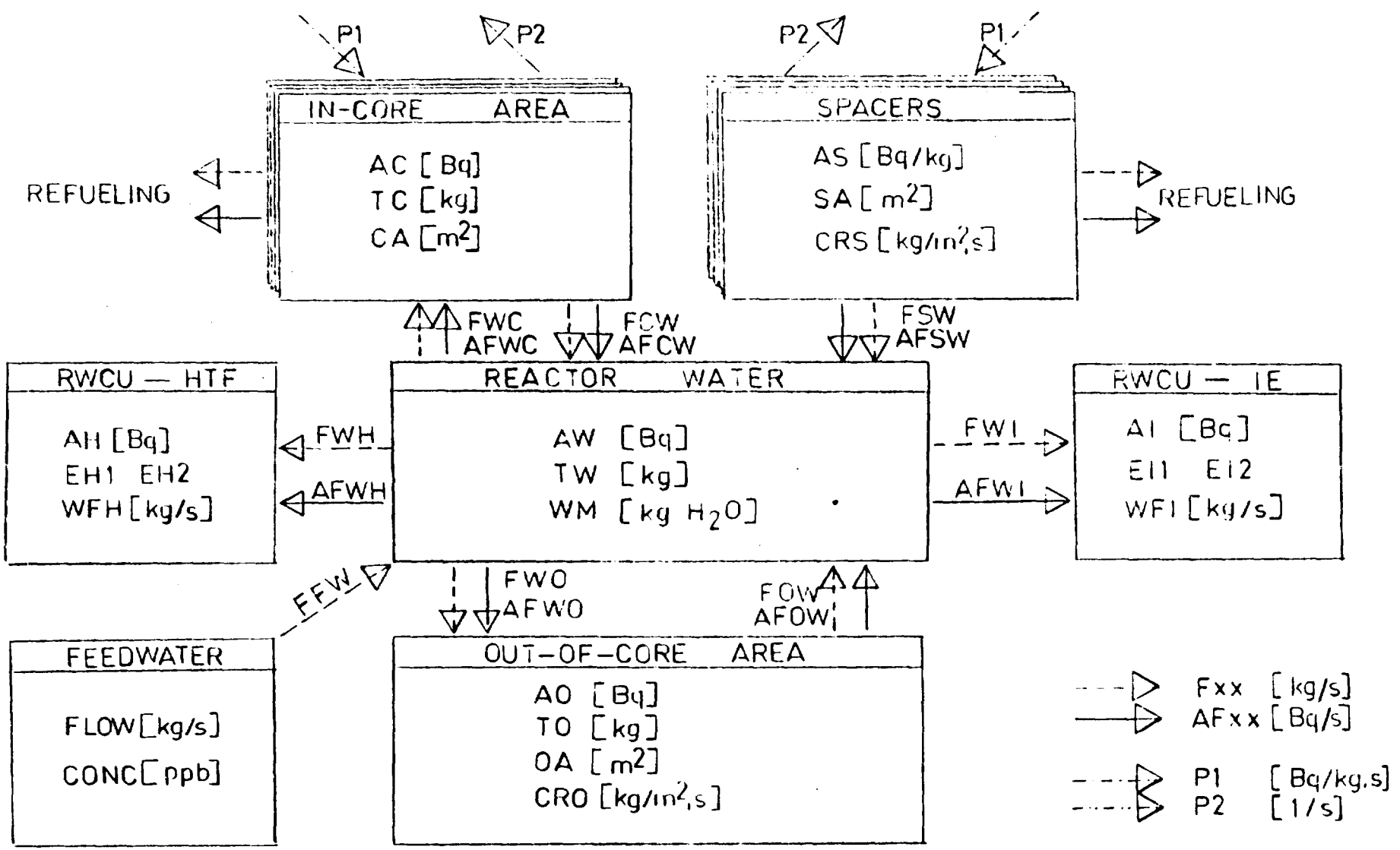
6

Referenser

1. K Lundgren  
"CRUD" - Ett FORTRAN - program som beräknar  
aktivering och transport av korrosionspro-  
dukter  
PM RF 79-125 (1979)
2. Ivan Falk  
Kollektivforskningsavtalet - Kärnenergiteknik  
K4-Primäravlossning del IV  
Slutrapport för 79:1  
Studsvik E2-79/101 (1979)
3. J Magdalinski  
Korrosionsprodukter på bränsle  
Meddelande RF 79-541 (1979)
4. K Lundgren  
Oskarshamn 2 - Beräkning av Co-58, Co-60 samt  
Zn-65 aktivitet med datorprogrammet CRUD  
PM RF 80-22 (1980)

MODEL CHART CRUD

DIAGRAM 1



TR RE 80-259  
80-06-04



NOTATIONS AND UNITS

- AC - Activity in-core area (Bq)
- AS - Activity spacers (Bq)
- AW - Activity reactor water (Bq)
- AO - Activity out-of-core area (Bq)
- AH - Activity high temperature filters (HTF)(Bq)
- AI - Activity ion exchangers (IE)(Bq)
  
- IC - Target in-core area (kg)
- IS - Target spacers (kg)
- IW - Target reactor water (kg)
- IO - Target out-of-core area (kg)
  
- AFWC - Activity flow water to in-core area (Bq/s)
- AFWH - Activity flow water to HTF (Bq/s)
- AFWI - Activity flow water to IE (Bq/s)
- AFWO - Activity flow water to out-of-core area (Bq/s)
- AFCW - Activity flow in-core area to water (Bq/s)
- AFSW - Activity flow spacers to water (Bq/s)
- AFOW - Activity flow out-of-core area to water (Bq/s)
  
- FFW - Target flow feed water to water (kg/s)
- FWC - Target flow water to in-core area (kg/s)
- FWH - Target flow water to HTF (kg/s)
- FWI - Target flow water to IE (kg/s)
- FWO - Target flow water to out-of-core area (kg/s)
- FCW - Target flow in-core area to water (kg/s)
- FSW - Target flow spacers to water (kg/s)
- FOW - Target flow out-of-core area to water (kg/s)
  
- CA - In-core area (m<sup>2</sup>)
- SA - Spacer area (m<sup>2</sup>)
- SM - Spacer mass (kg)
- WM - Reactor water mass (kg)
- EH - Efficiency HTF
- EI - Efficiency IE
- WFH - Water flow through HTF (kg/s)
- WFI - Water flow through IE (kg/s)
- OA - Out-of-core area (m<sup>2</sup>)
- TPS - Target proportion in spacer material
- TPO - Target proportion in out-of-core materials
- CRS - Corrosion rate spacer material (kg/s, m<sup>2</sup>)
- CRO - Corrosion rate out-of-core materials (kg/s, m<sup>2</sup>)
  
- DC<sub>x</sub> - Deposition on in-core area (s<sup>-1</sup>)
- DO<sub>x</sub> - Deposition on out-of-core area (s<sup>-1</sup>)
- DH<sub>x</sub> - Deposition in HTF (s<sup>-1</sup>)
- DI<sub>x</sub> - Deposition in IE (s<sup>-1</sup>)
- RC<sub>x</sub> - Release from in-core area (s<sup>-1</sup>)
- RS - Release from spacer material (s<sup>-1</sup>)
- RO<sub>x</sub> - Release from out-of-core areas (s<sup>-1</sup>)
  
- x = 1 - Target material
- x = 2 - Activity

IN-CORE AREA

FOR EVERY FUEL BATCH AND 7 AXIAL POSITIONS ('):

$$\frac{dT C'}{DT} = FWC' - FCW'$$

$$\frac{dAC'}{DT} = P1' \cdot TC' - P2' \cdot AC' + AFCW' - AFCW' - DEC \cdot AC'$$

$$FWC = \sum FCW' = \sum (RC1' \cdot TC')$$

$$AFCW = \sum AFCW' = \sum (RC2' \cdot AC')$$

$$FWC = FWC' \quad AFCW = AFCW'$$

$$RC1' = RC1(0) \cdot F(PD)' \quad RC2' = RC2(0) \cdot F(PD)'$$

$$DEC = \text{DECAY CONSTANT } (s^{-1})$$

$$P1 = \text{ACTIVATION RATE } (Bq/kg, s)$$

$$P2 = \text{BURNUP RATE } (s^{-1})$$

$$F(PD)' = \frac{\ln(1 + PD'/C)}{PD'/C}$$

$$PD' = \text{POWER DAYS}$$

$$C = \text{CONSTANT}$$

SPACERS

FOR EVERY FUEL BATCH AND 7 AXIAL POSITIONS ('):

$$\frac{DAS'}{DT} = P1' \cdot TPS - P2' \cdot AS' - DEC \cdot AS'$$

$$FSW = \sum FSW' = \sum RS' \cdot TPS$$

$$AFSW = \sum AFSW' = \sum RS' \cdot AS'$$

TPS = CONTENT OF TARGET MATERIAL

$$RS' = CRS' \cdot SA'$$

$$CRS' = CRS_{2000} \cdot (C_0 + C_1 \cdot PD)^{-1/2}$$

CRS<sub>2000</sub> = CORROSION RATE AFTER 2000 HOURS

C<sub>0</sub>, C<sub>1</sub> = CONSTANTS

OUT-OF-CORE AREA

$$\frac{DTO}{DT} = FWO - RO1 \cdot TO$$

$$\frac{DAO}{DT} = AFWO - AFOW - DEC \cdot AO$$

$$FOW = RO1 \cdot TO + CRO \cdot OA \cdot TPO$$

$$AFOW = RO2 \cdot AO$$

$$CRO = \text{CORROSION RATE (KG/M}^2\text{,S)}$$

$$TPO = \text{CONTENT OF TARGET MATERIAL}$$

CROSS-SECTIONS FOR REACTIONS STUDIED

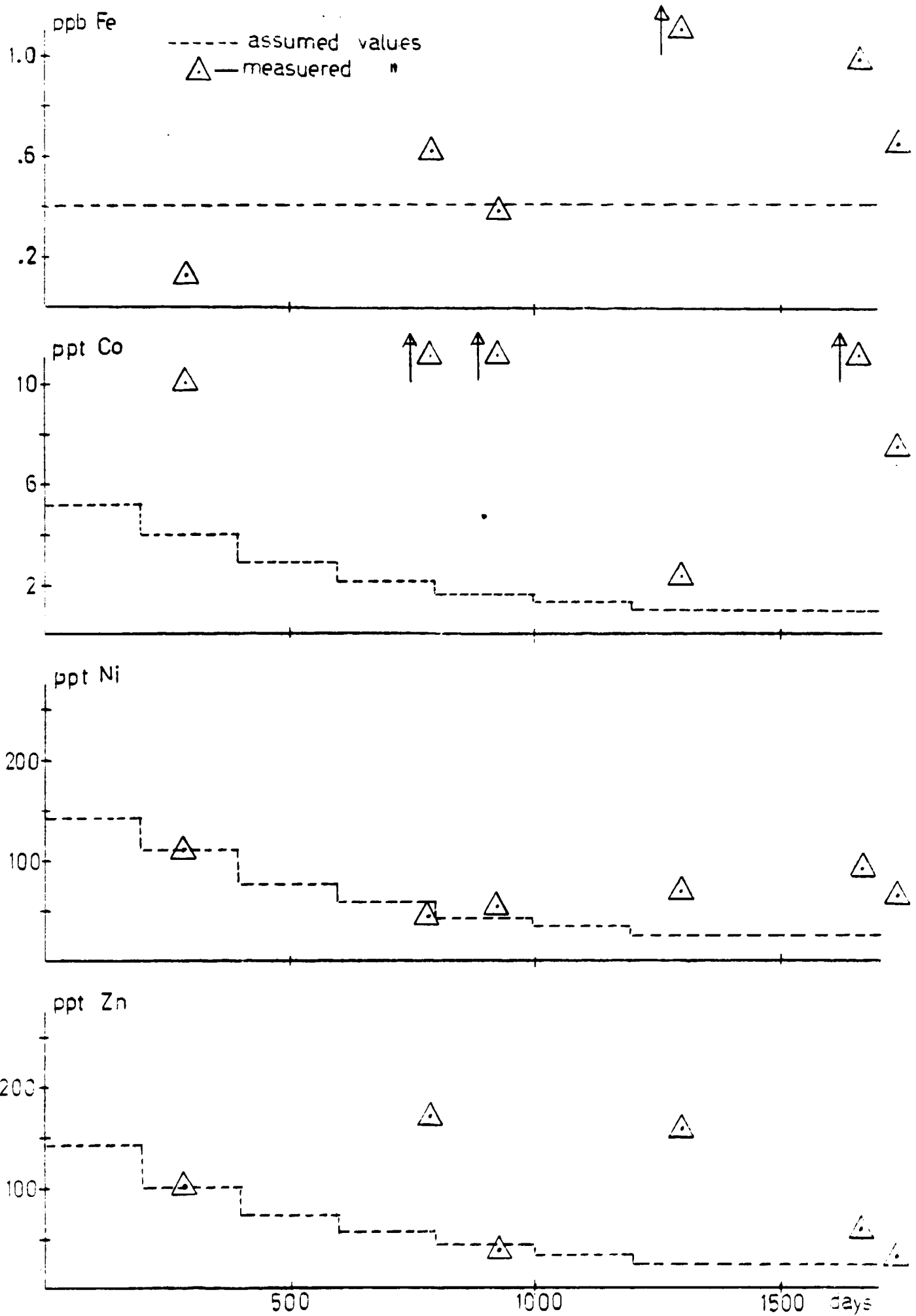
TABELL 1

TARGET	REACTION	T <sub>1/2</sub>		ACTIVATION CROSS-SECTIONS CM <sup>2</sup> /G			BURN-UP CROSS-SECT BARN	
				Σ <sub>TH</sub>	N·RI	Σ <sub>S</sub>	σ <sub>TH</sub>	RI
FE	FE-54(N,P)MN-54	313	D	-	-	5.2(-5)	10	10
FE	FE-54(N,γ)FE-55	2.7	Y	1.8(-3)	7.9(-4)	-	-	-
FE	FE-58(N,γ)FE-59	45	D	4.1(-5)	4.3(-5)	-	-	-
NI	NI-58(N,P)CO-58	71.4	D	-	-	7.9(-4)	1700	3500
CO	CO-59(N,γ)CO-60	5.26	Y	0.383	0.766	-	2	4
NI	NI-58(N,γ)NI-59	8·10 <sup>4</sup>	Y	0.033	0.015	-	92	125
NI	NI-62(N,γ)NI-63	92	Y	6.1(-3)	3.6(-3)	-	-	-
ZN	ZN-64(N,γ)ZN-65	244	D	3.7(-3)	7.2(-3)	-	-	-

OSKARSHAMN 2  
FEEDWATER-CONCENTRATIONS

TR REF 80-259  
80-06-04

DIAGRAM 7



OSKARSHAMN 1 AND 2 - FUEL SAMPLING  
TOTAL VS EFPH

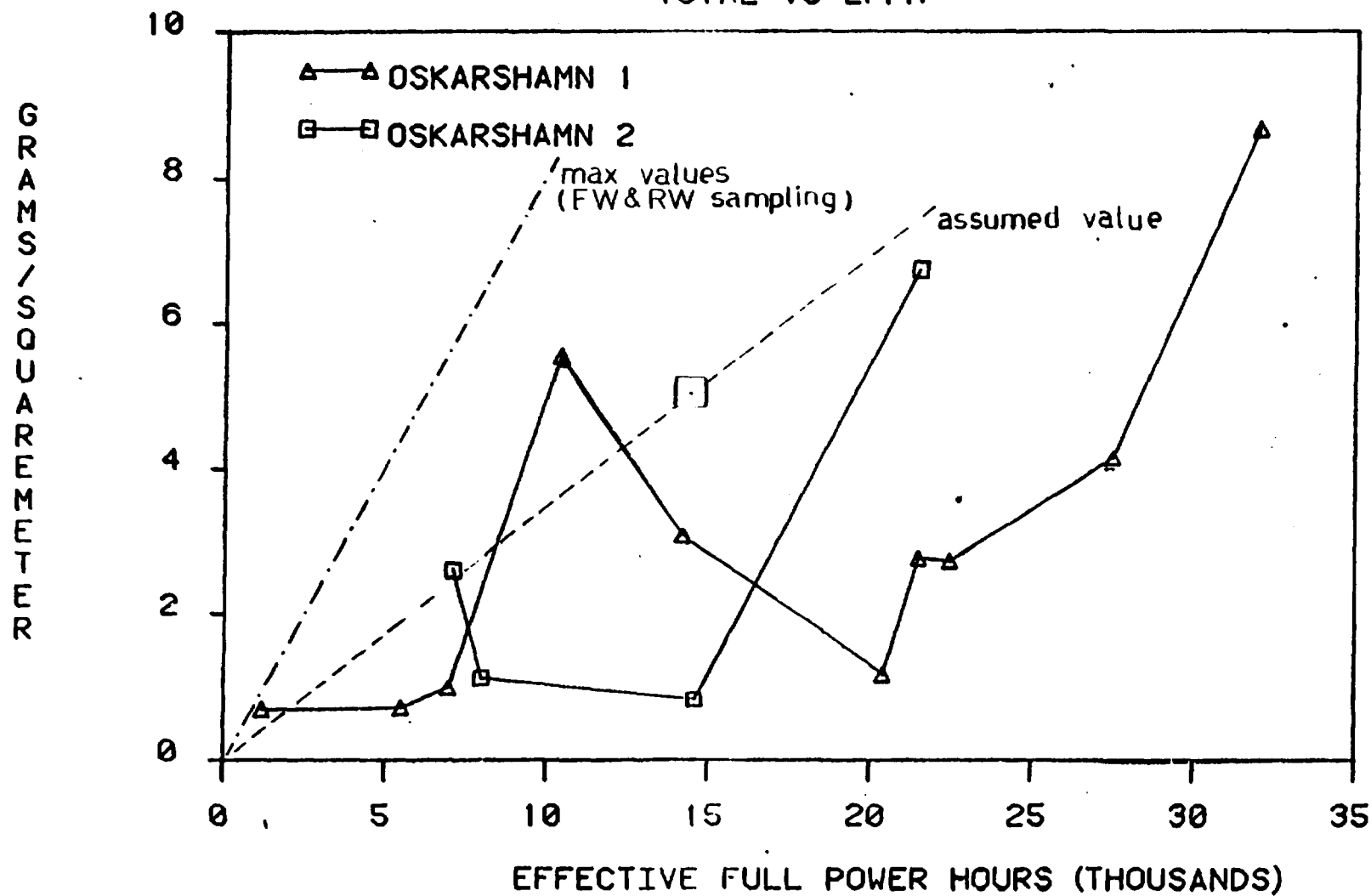
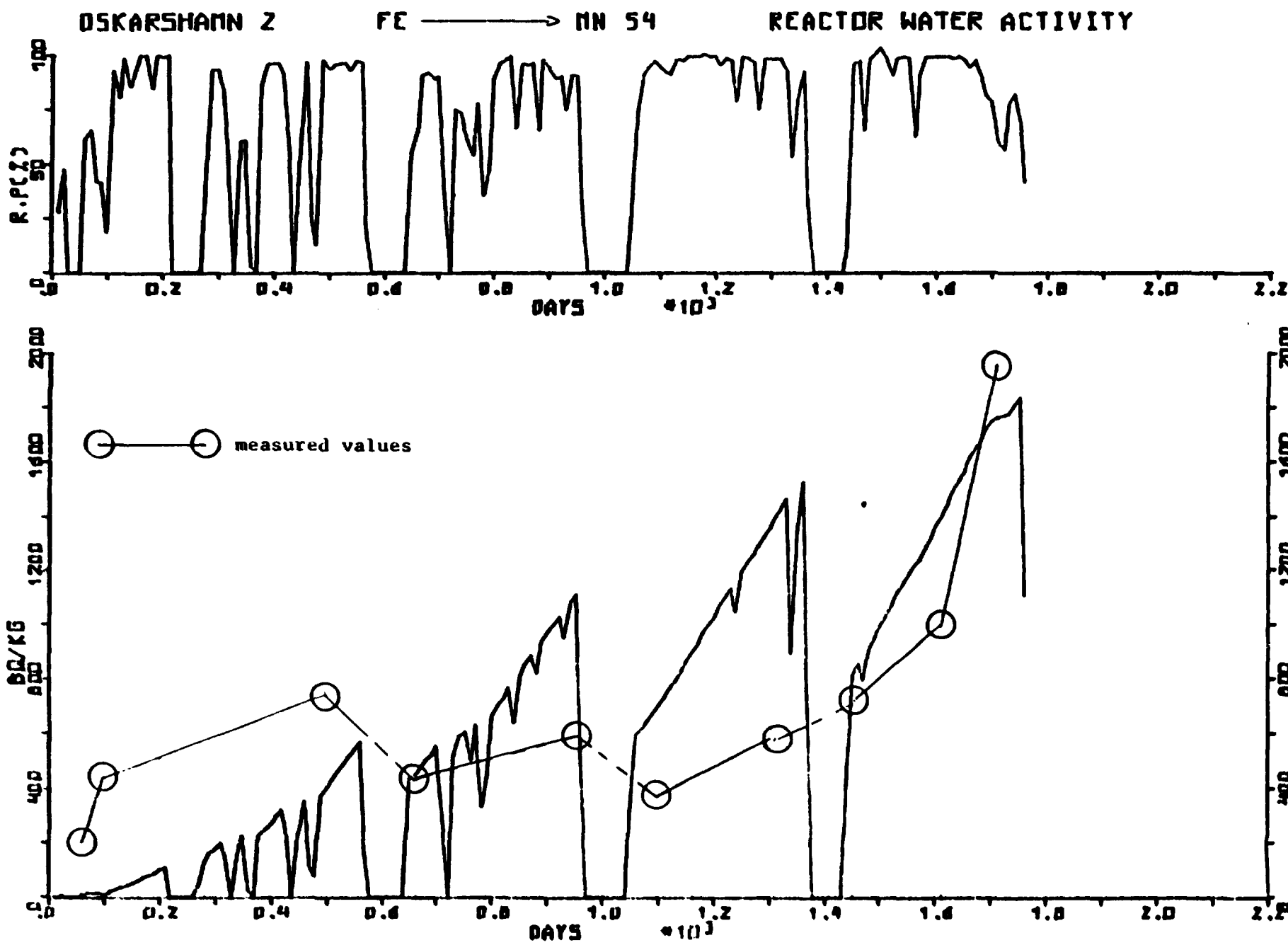
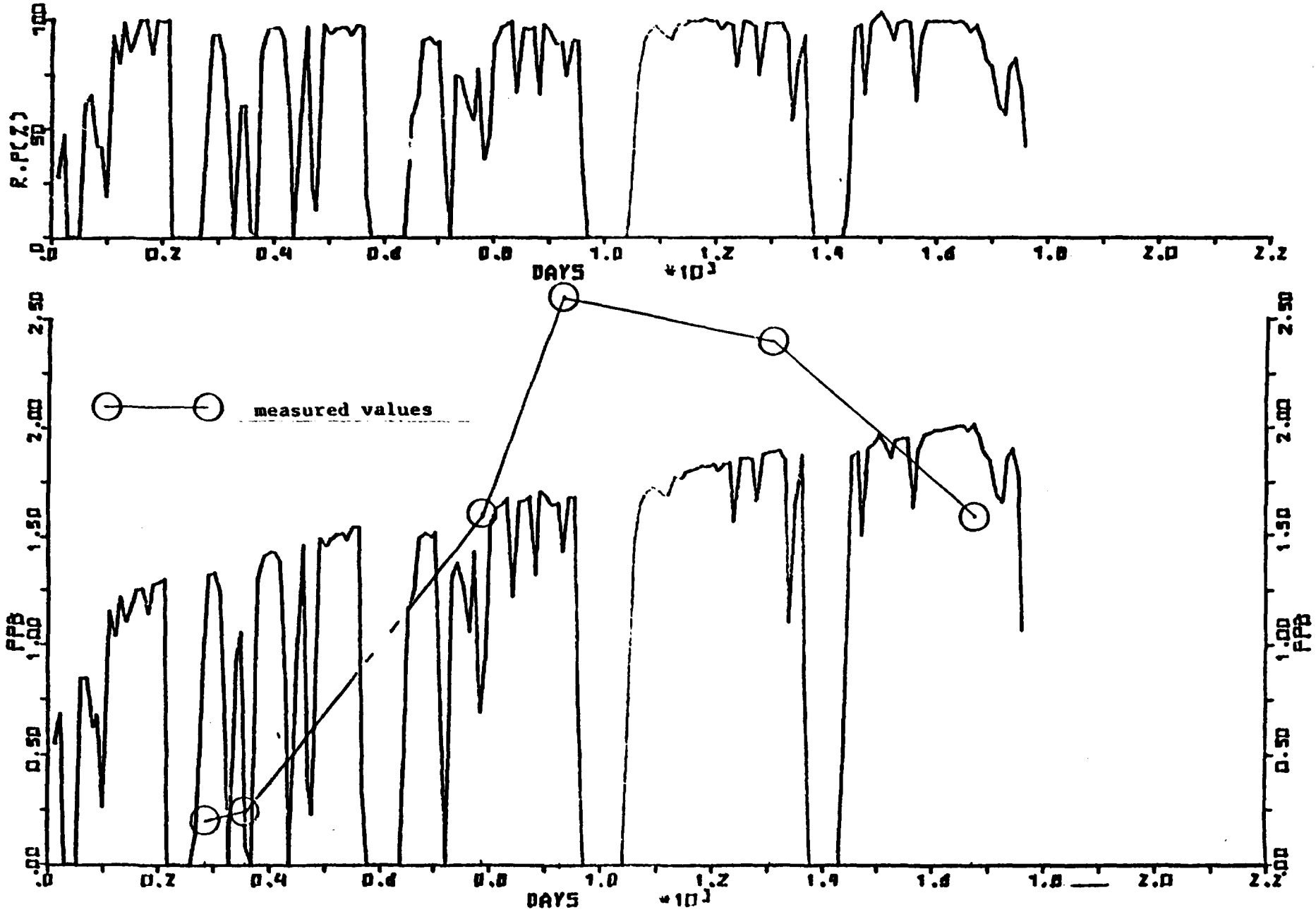


DIAGRAM 9





OSKARSHAMN 2      FE → MN 54      CORR PROD IN REACTOR WATER

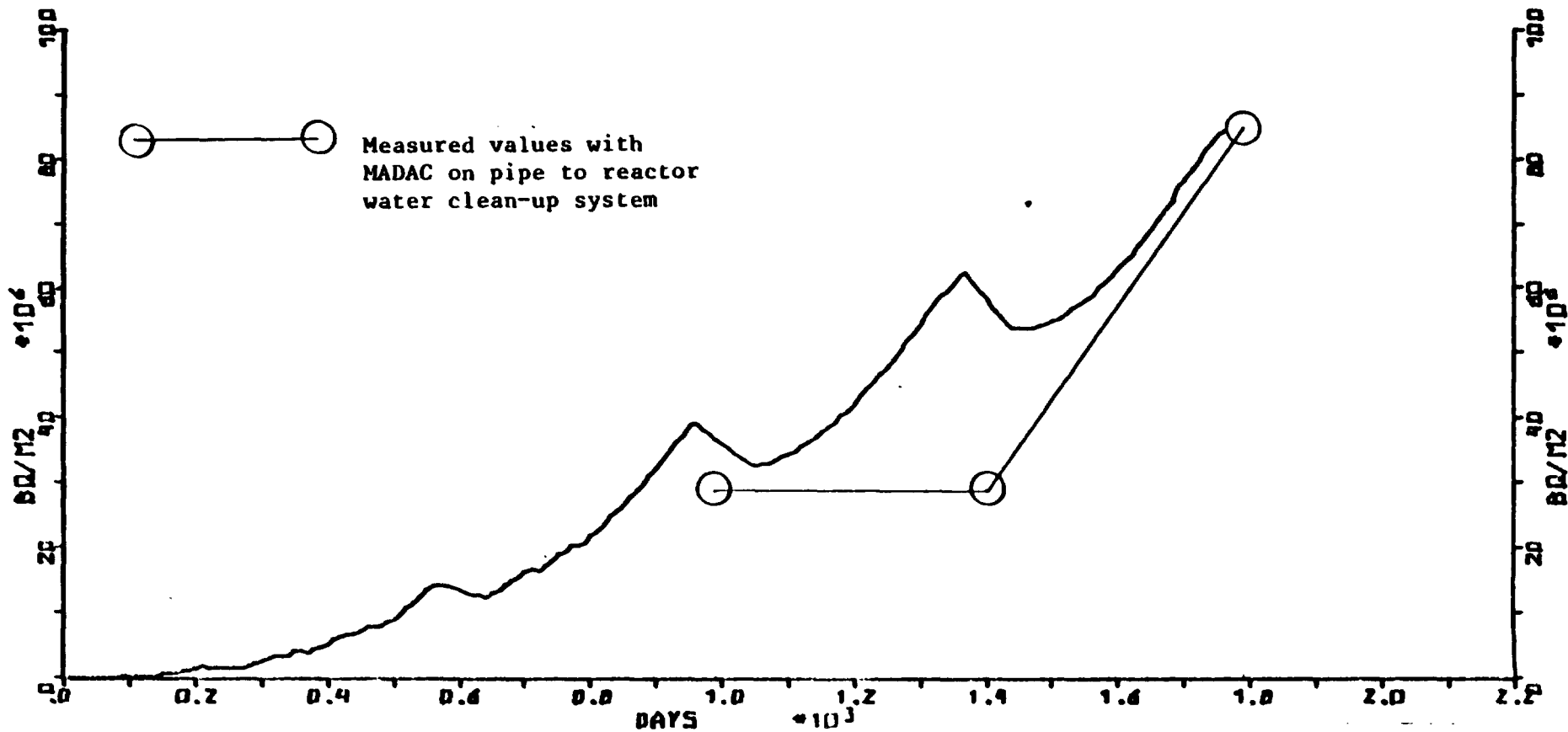
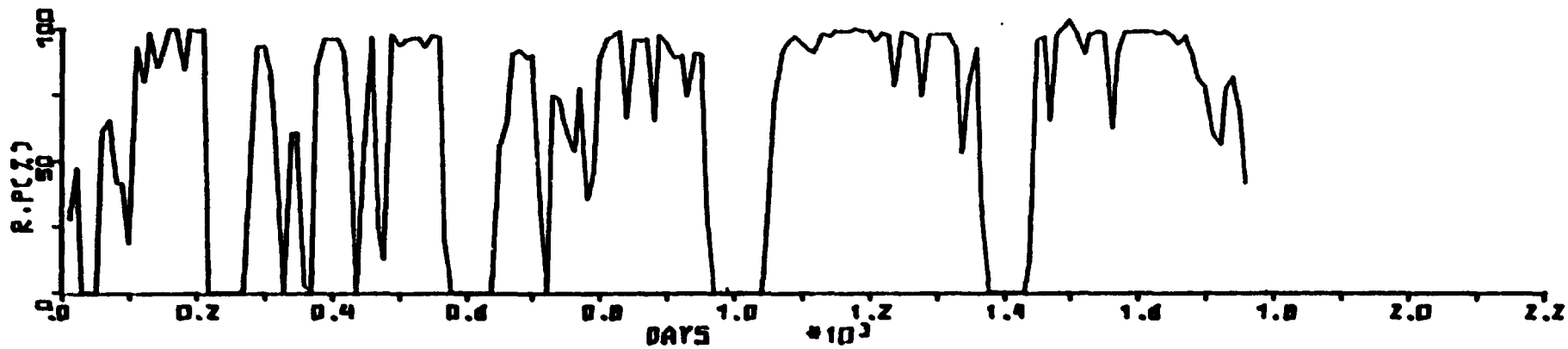


OSKARSHAMN 2

FE → MN 54

OUT-OF-CORE SURFACE ACTIVITY

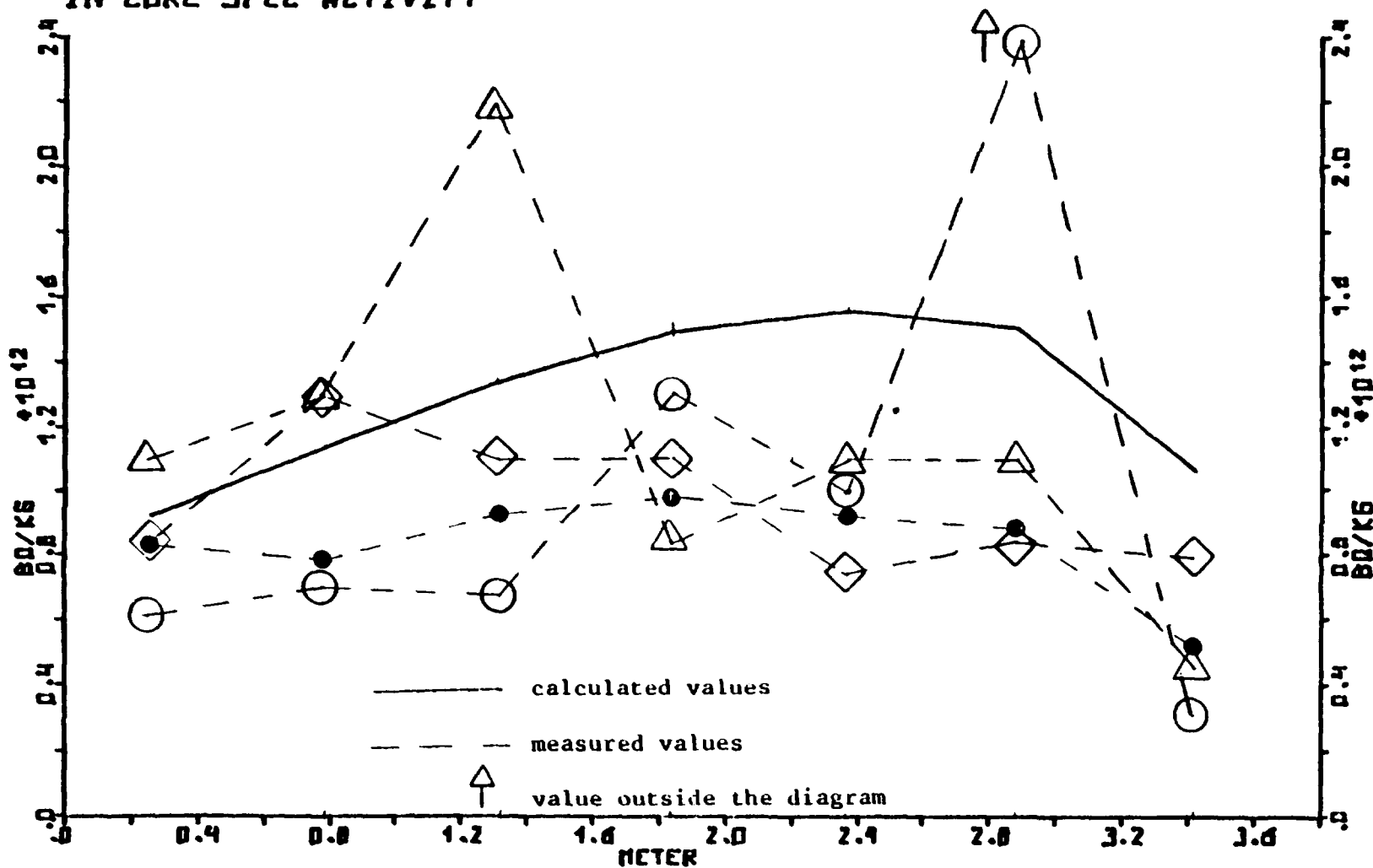
DIAGRAM 11



OSKARSHAMN 2      FE —————> MN 54

DAY= 955      DATE= 770513

IN-CORE SPEC ACTIVITY



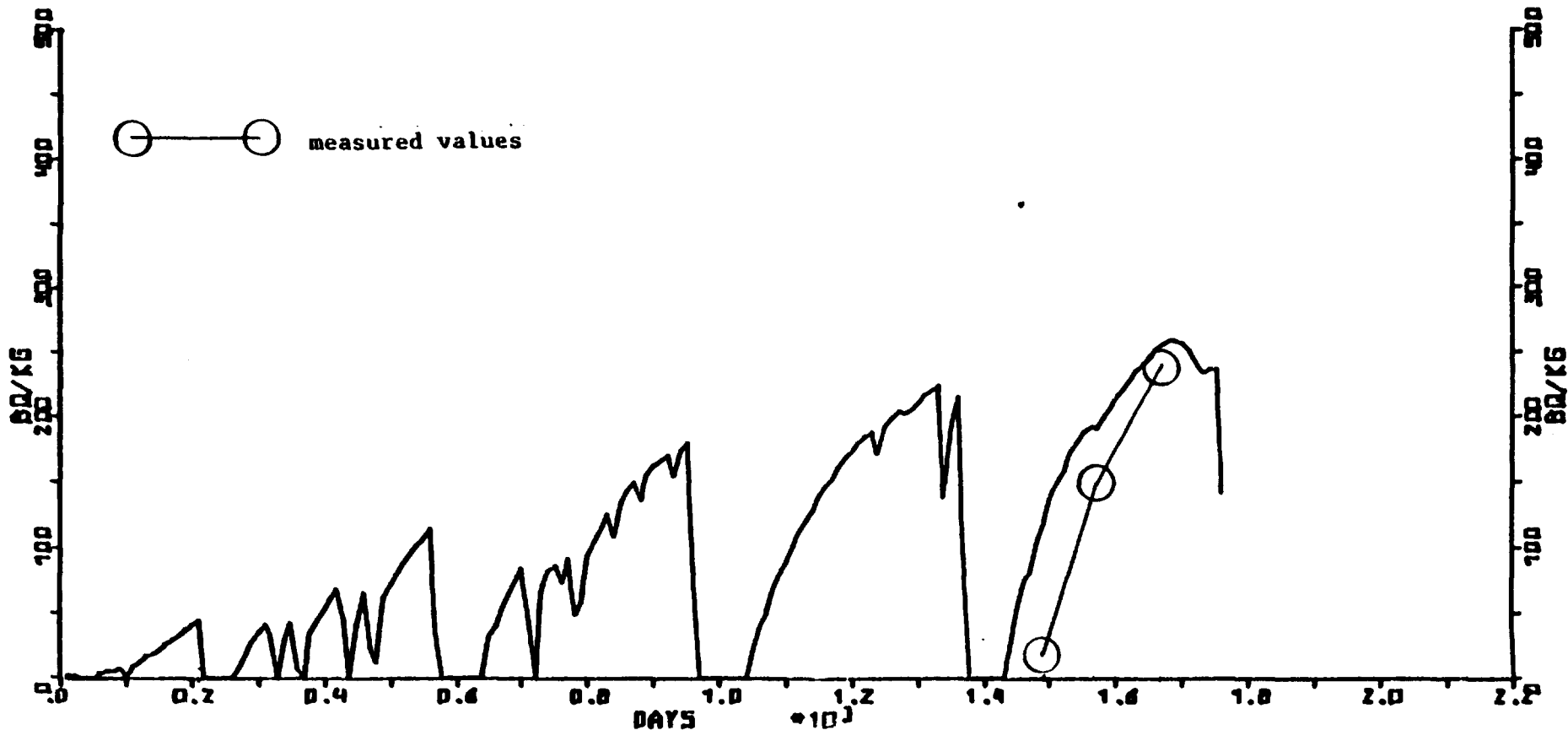
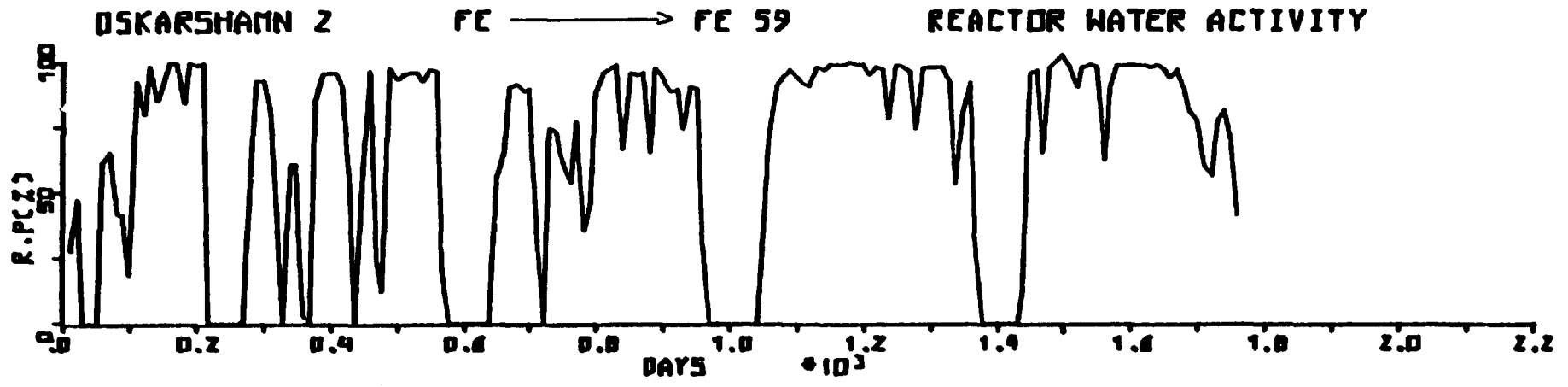
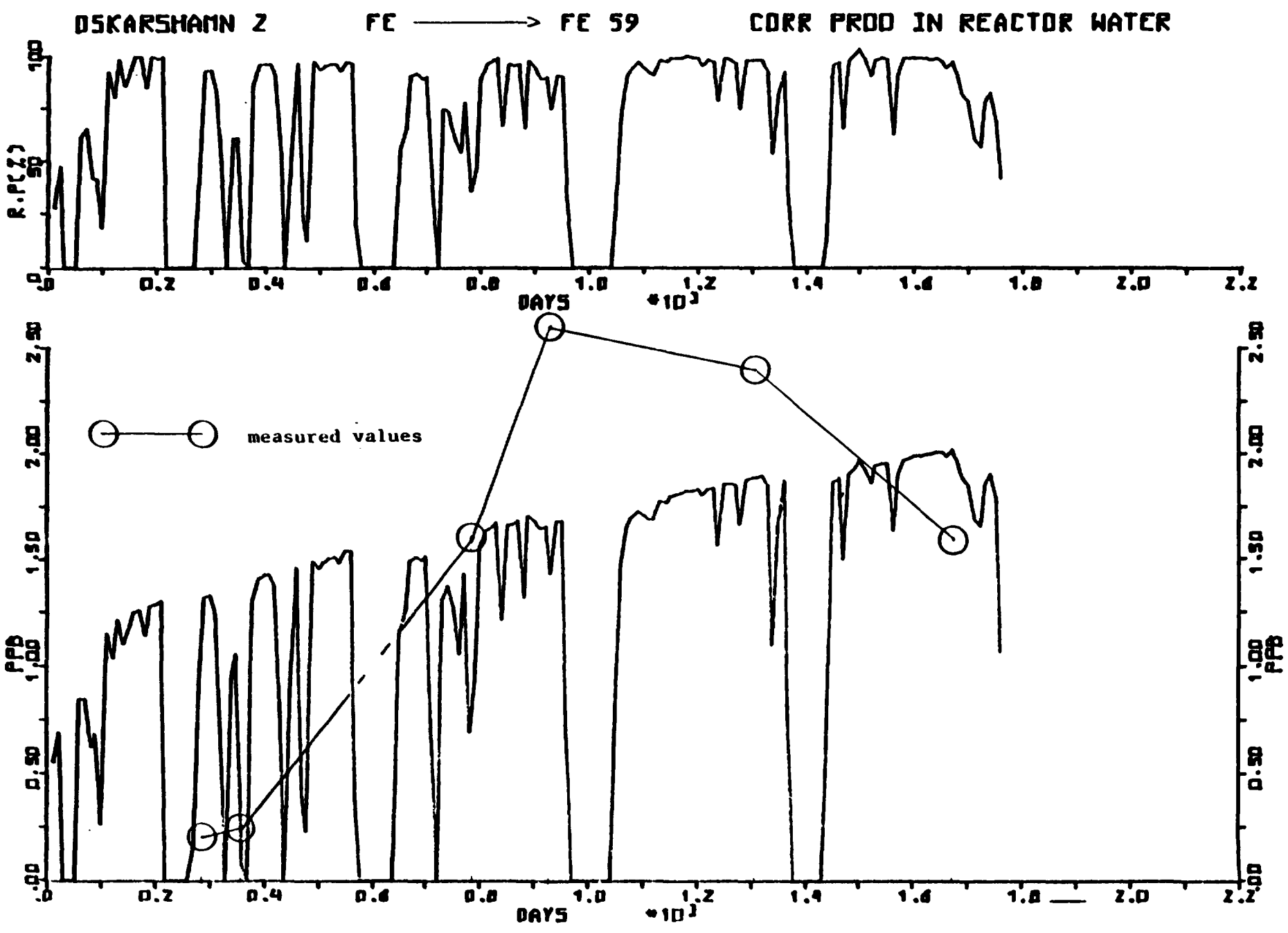
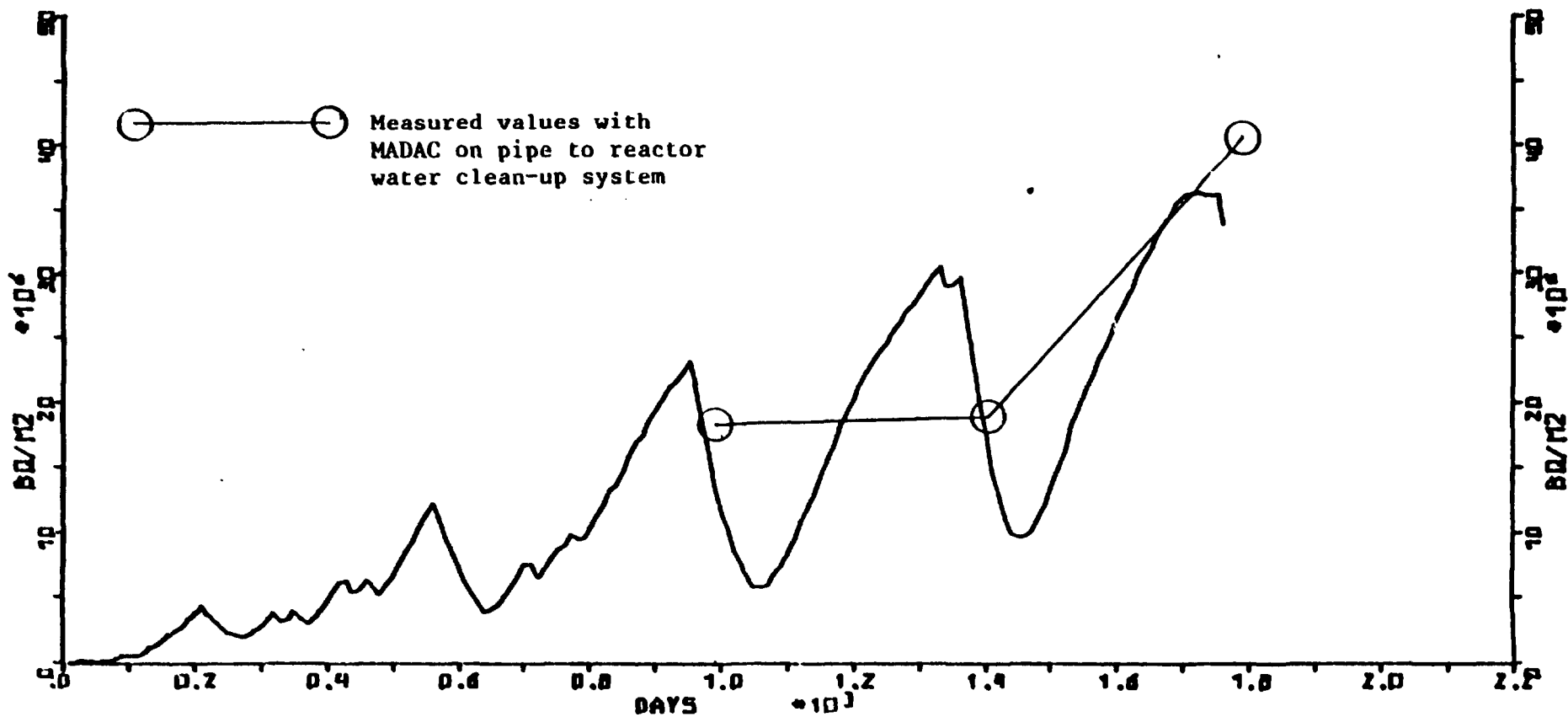
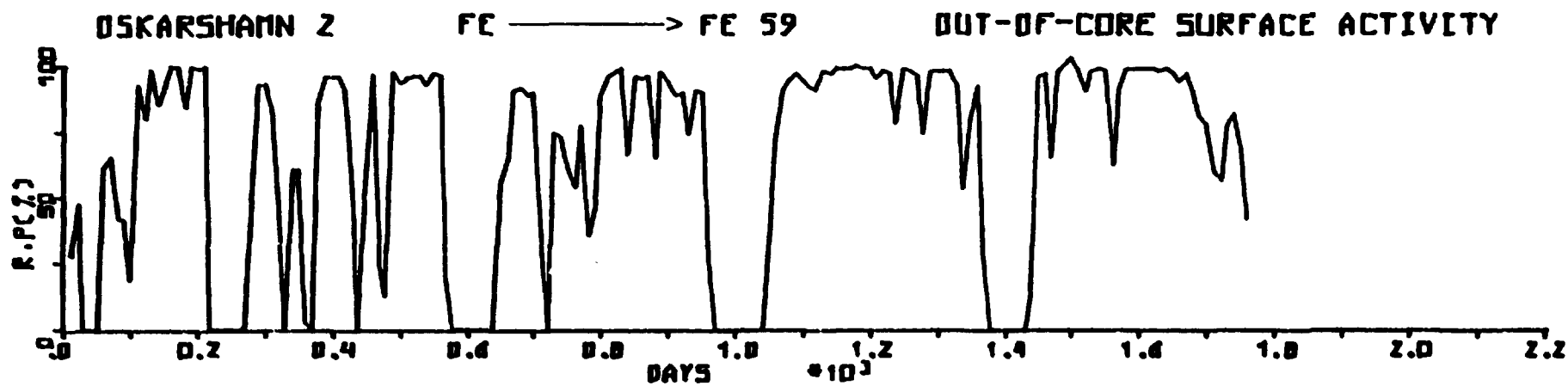


DIAGRAM 14



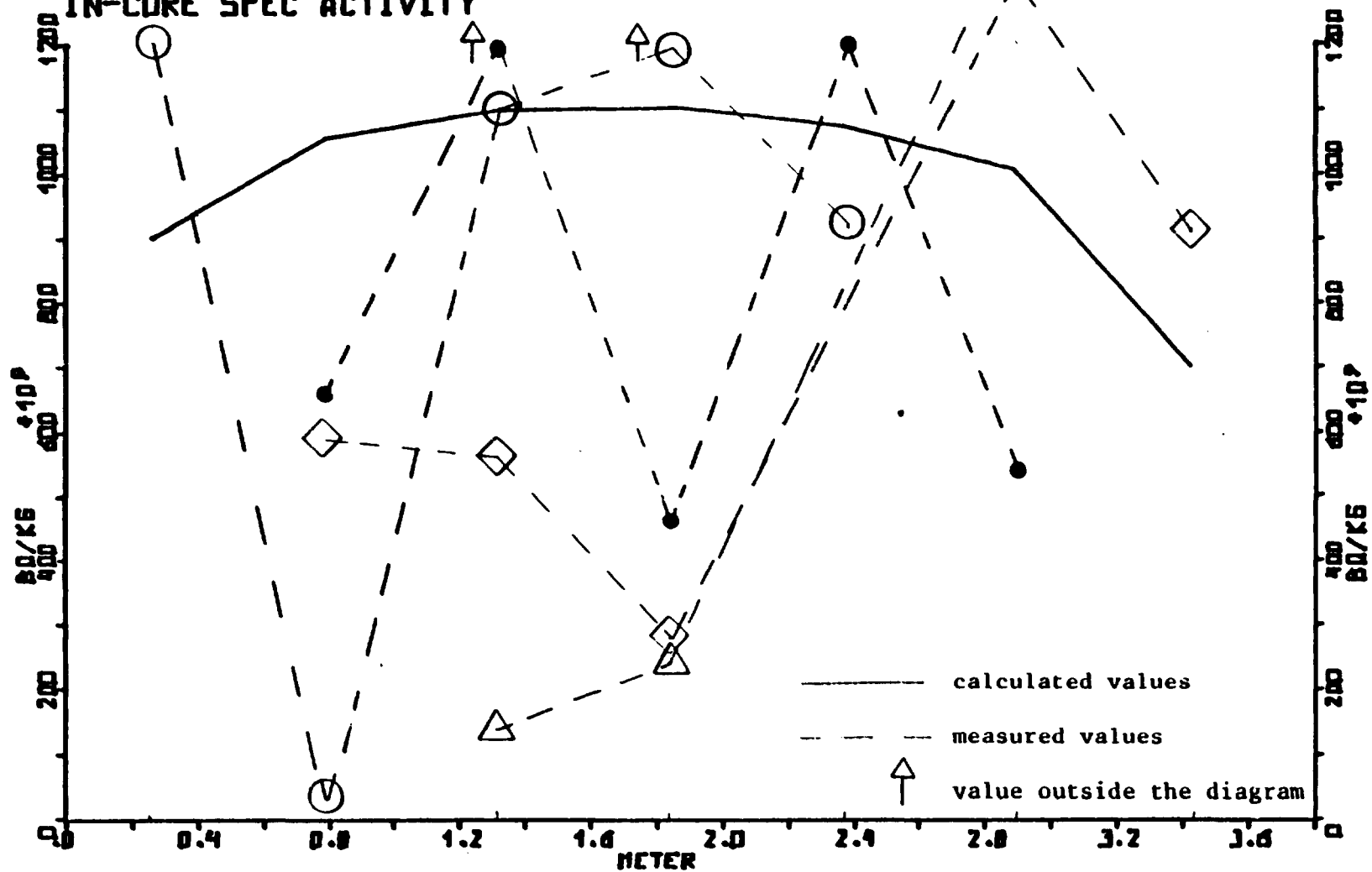
TR RF 80-259  
80-06-04

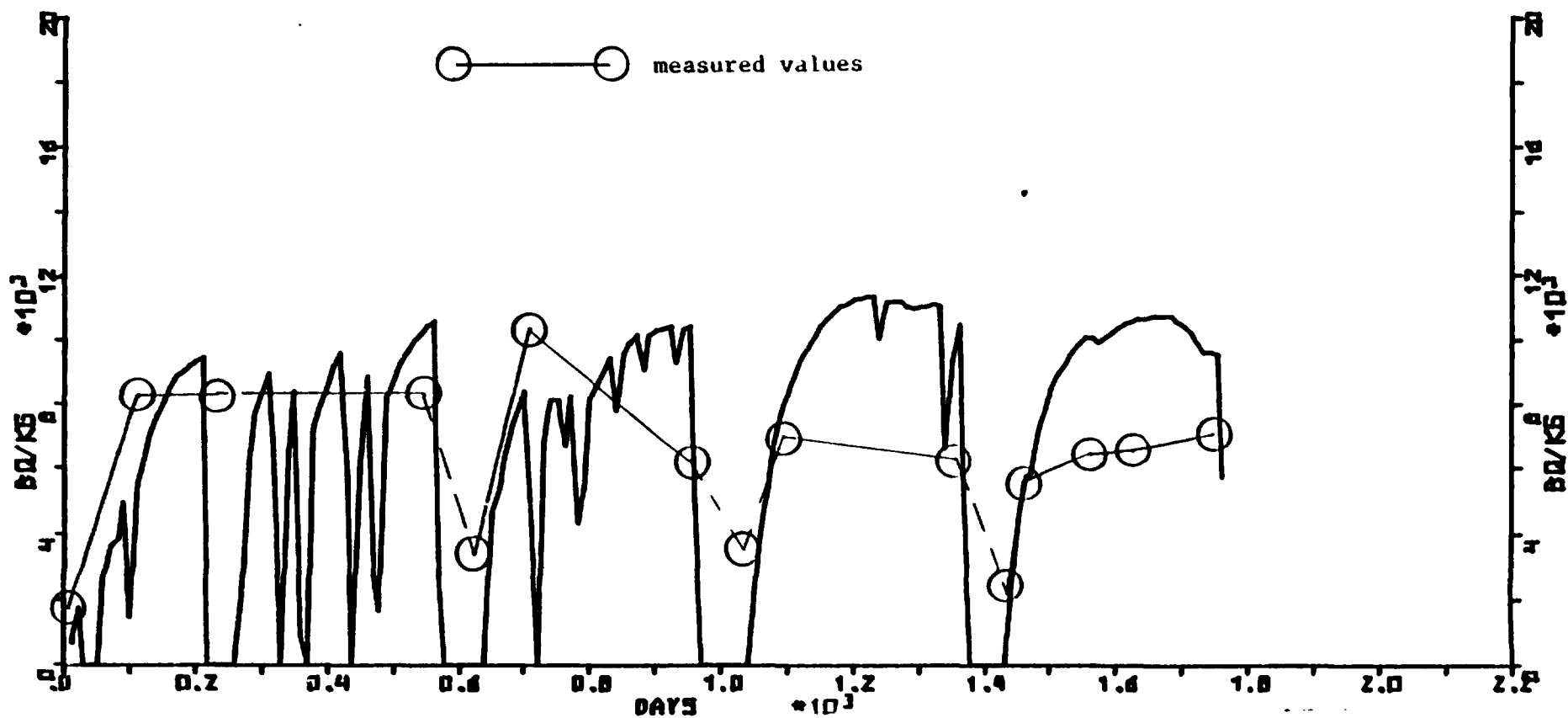
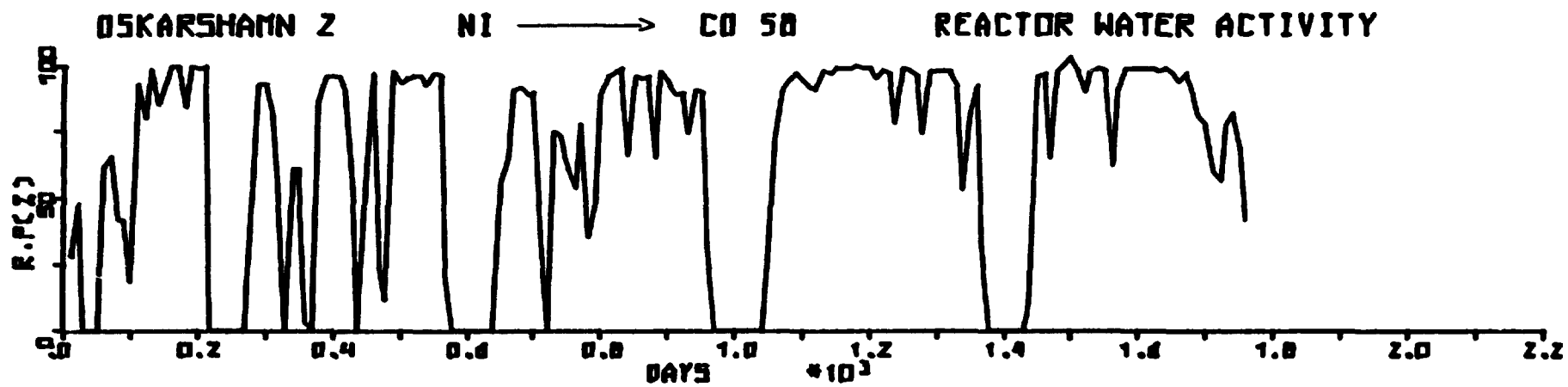


OSKARSHAMN 2      FE —————> FE 59

DAY= 955      DATE= 770513

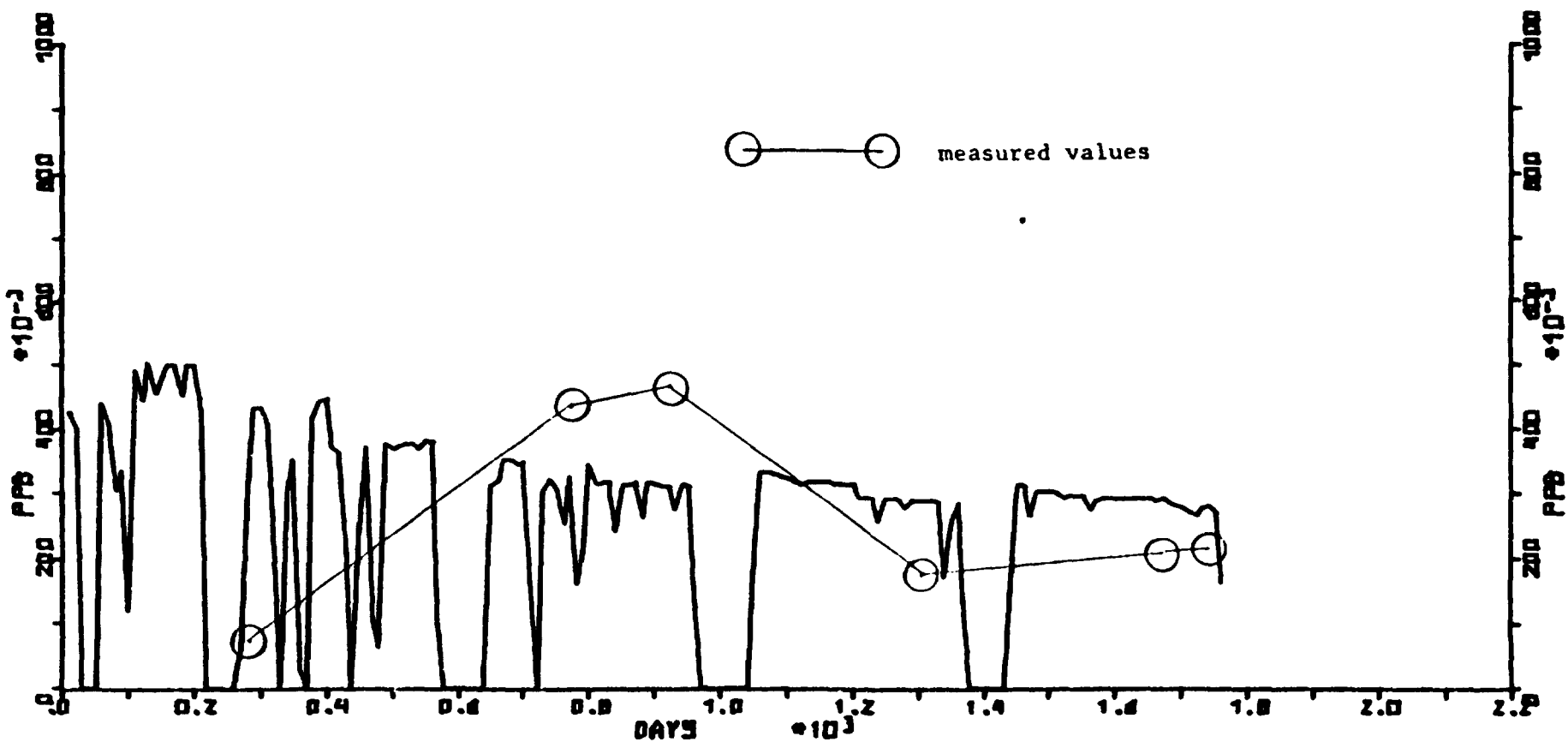
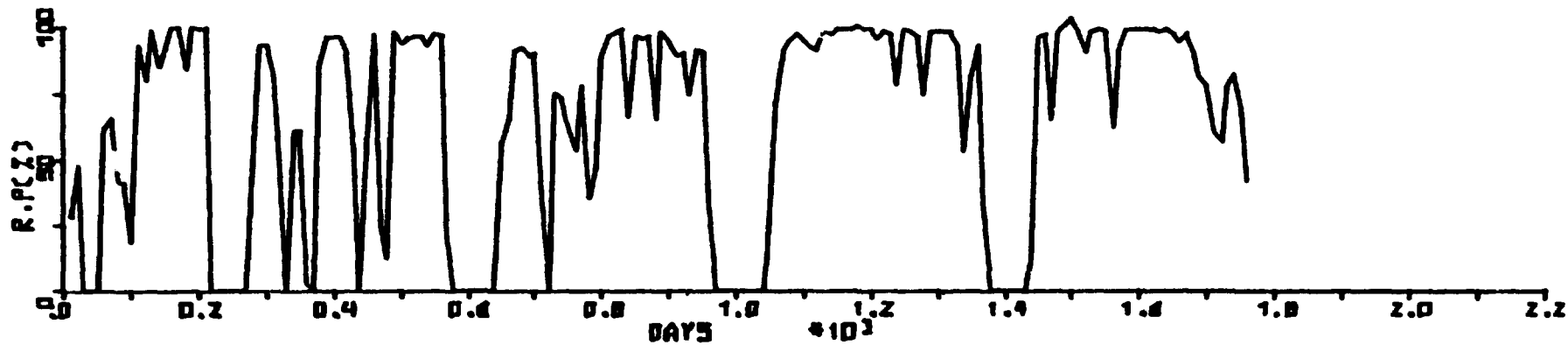
IN-CORE SPEC ACTIVITY

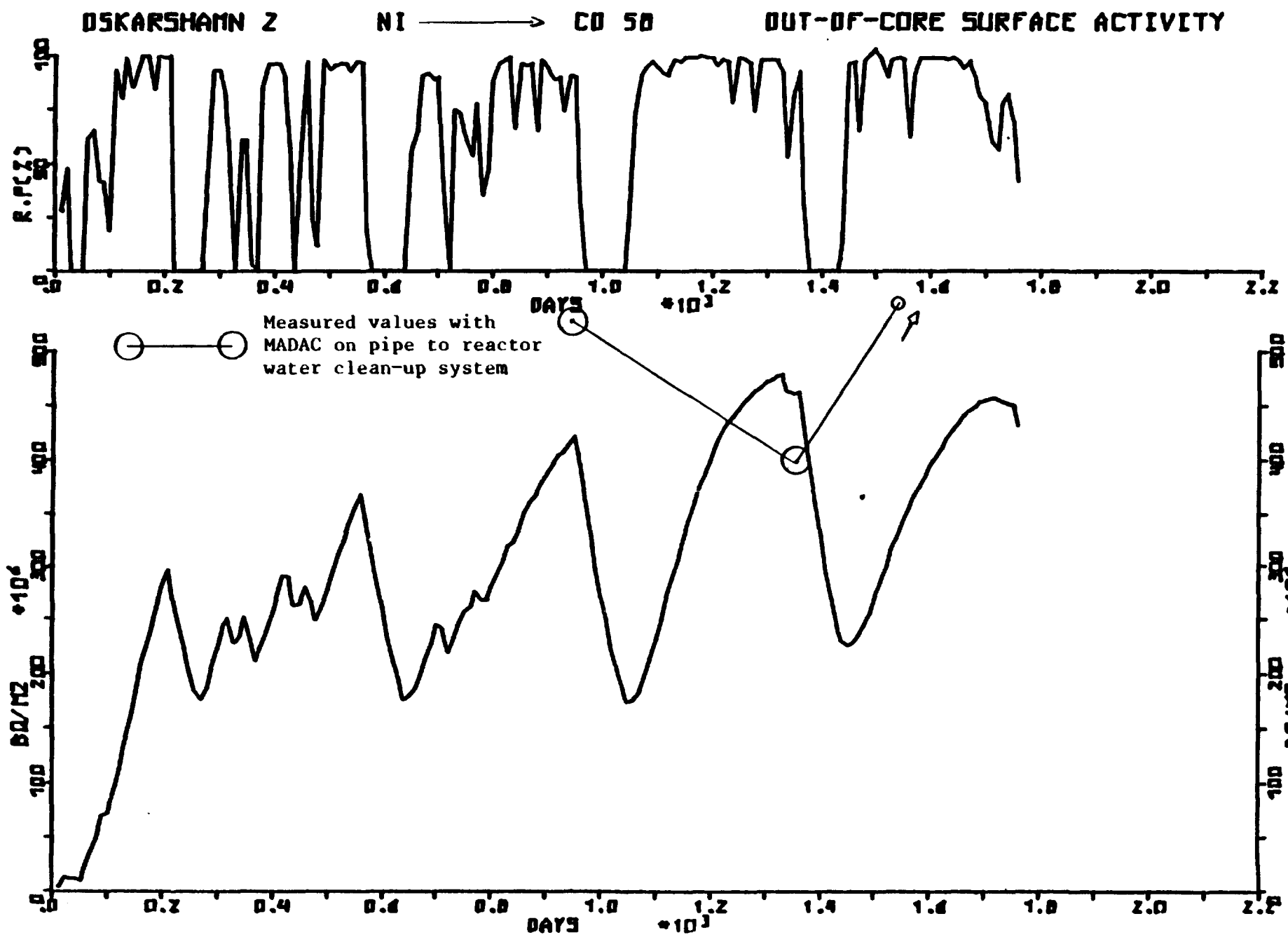






OSKARSHAMN 2      NI → CO 50      CORR PROD IN REACTOR WATER

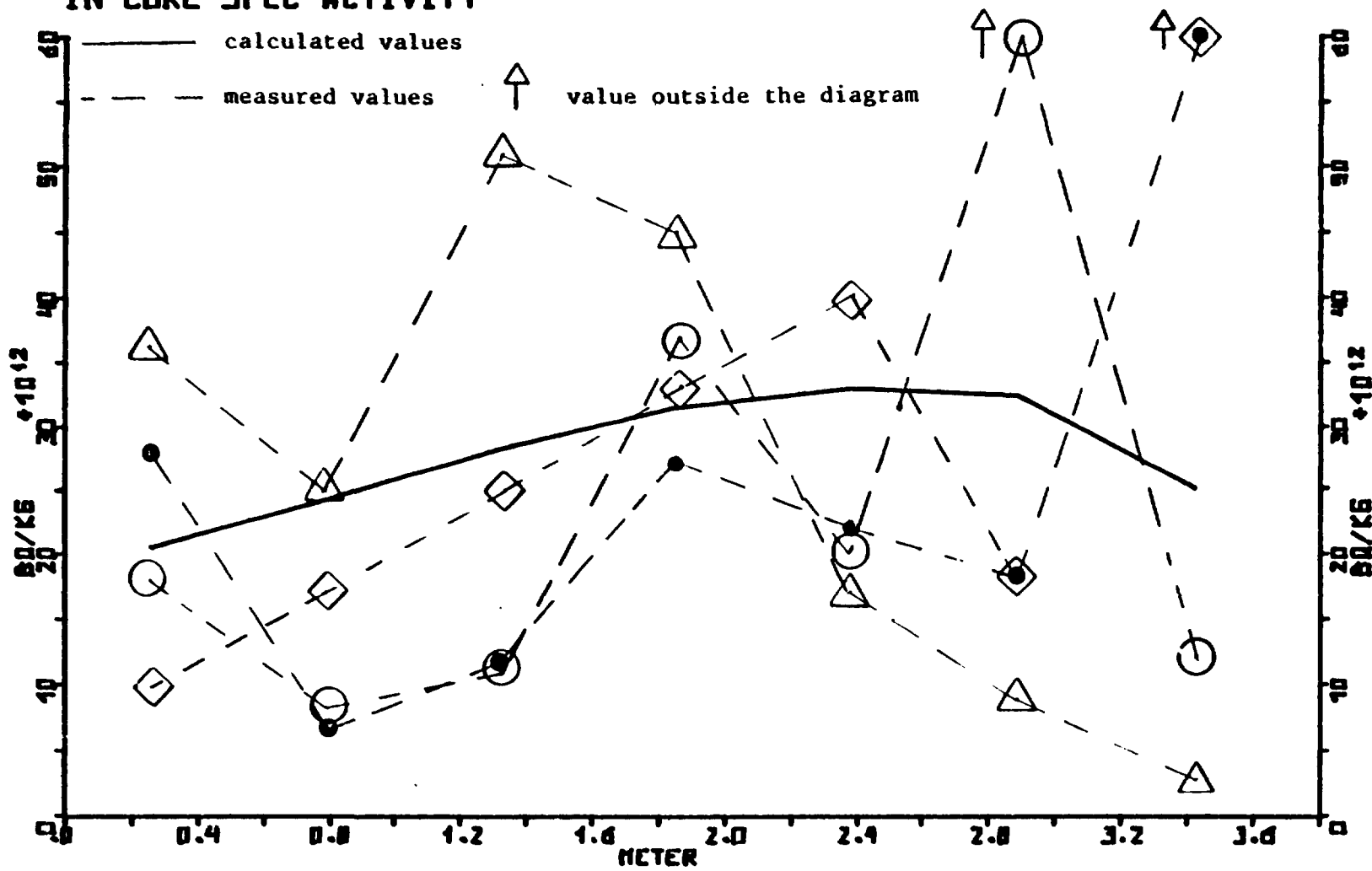


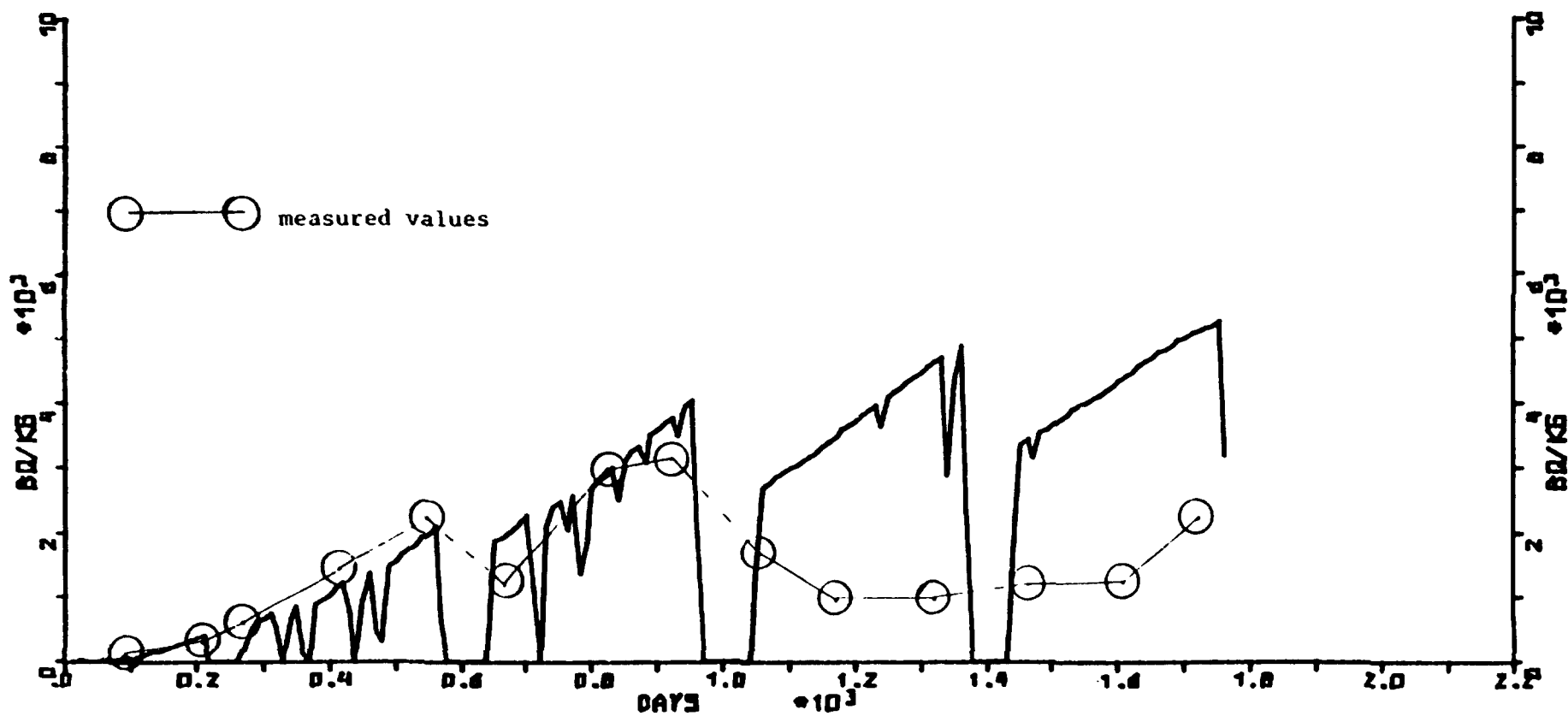
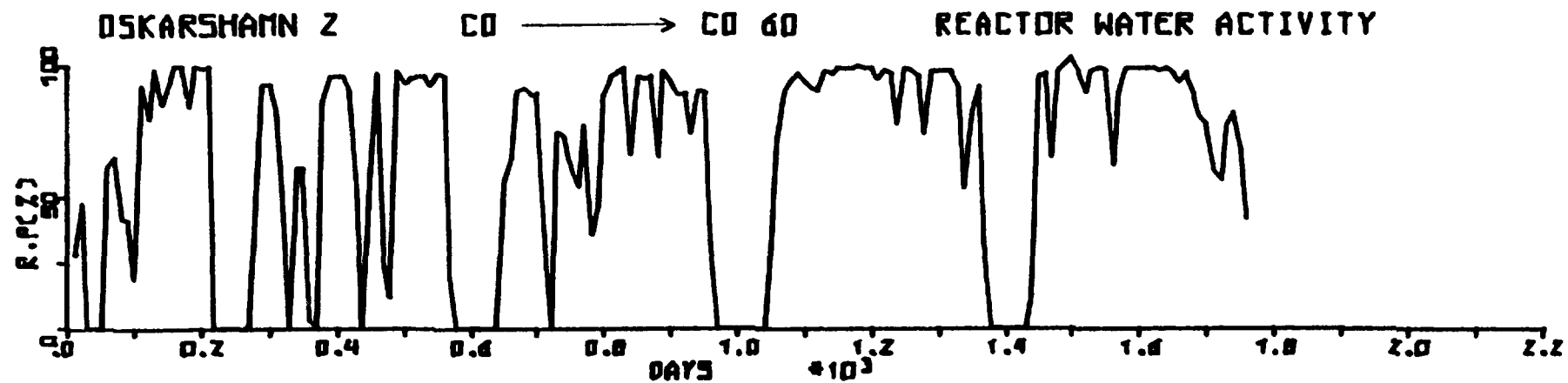


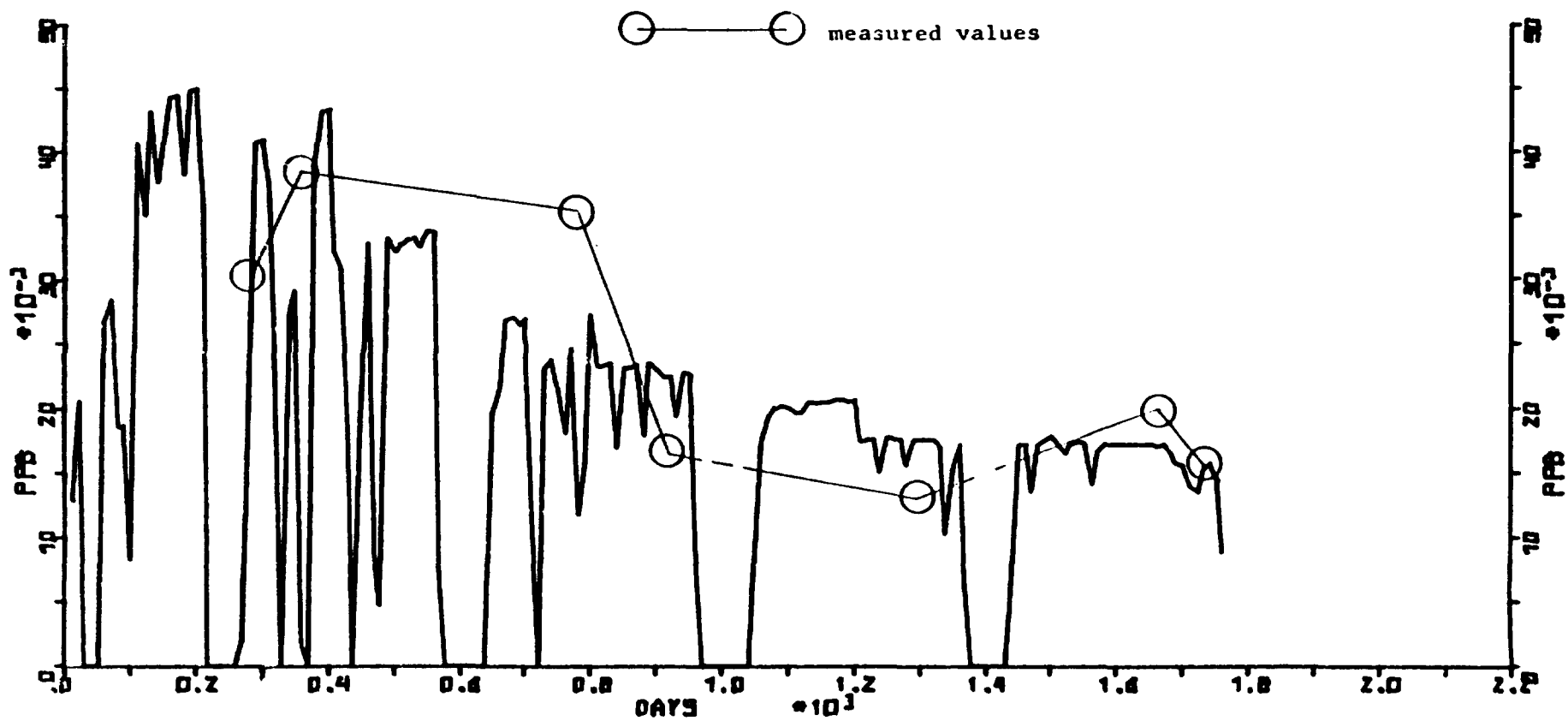
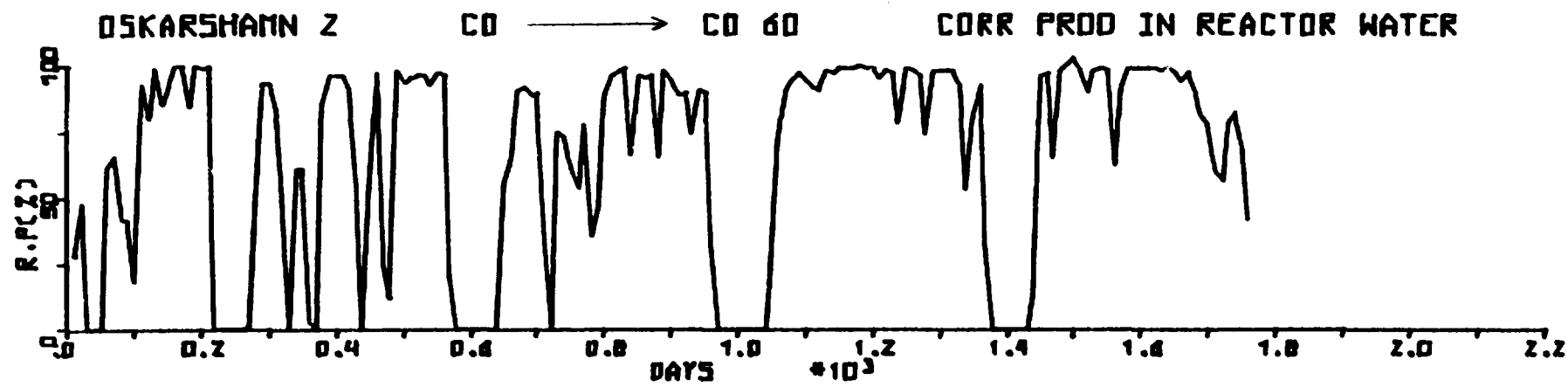
OSKARSHAMN 2      NI → CO 58

DAY= 955      DATE= 770513

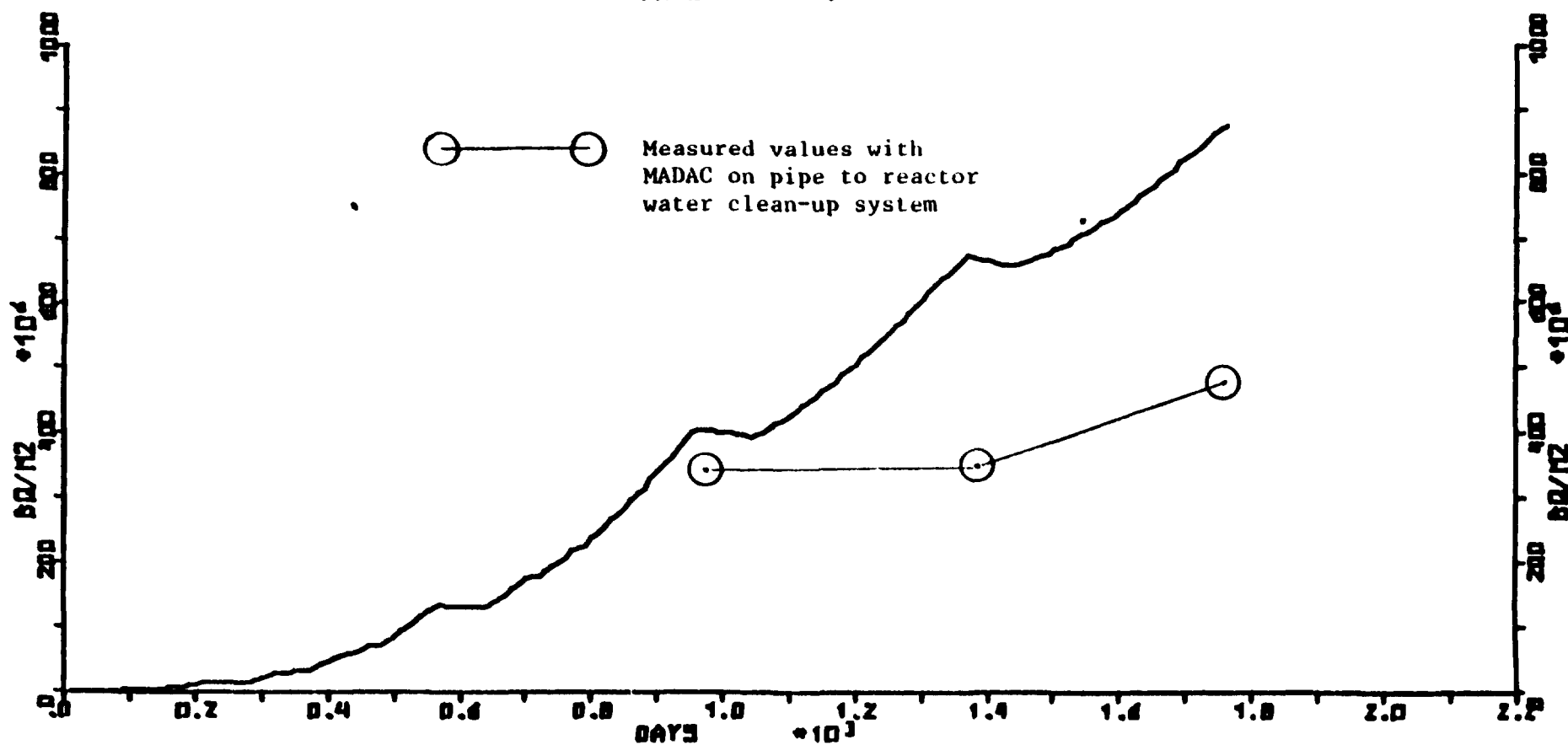
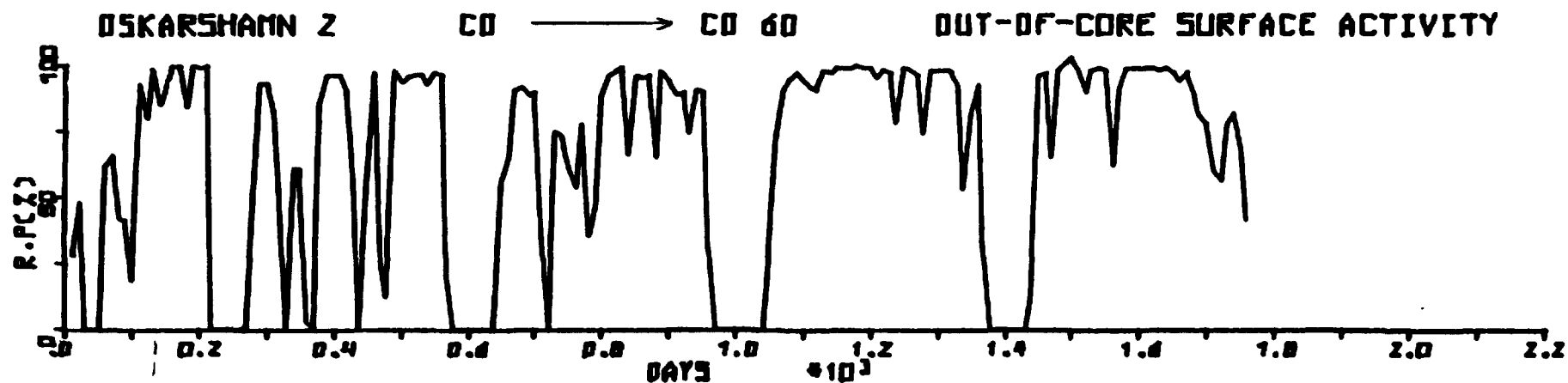
IN-CORE SPEC ACTIVITY







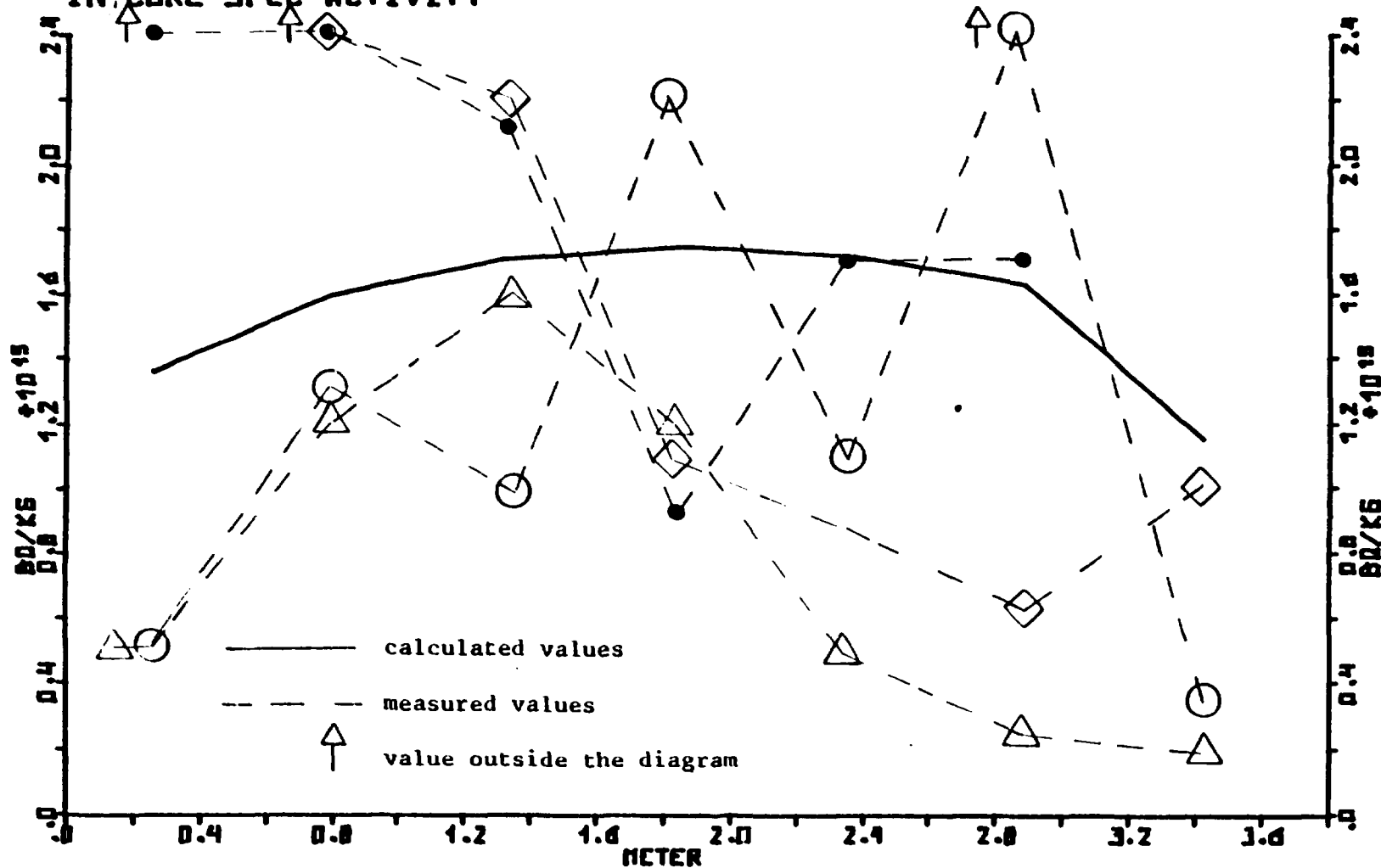
IN 80-06-04

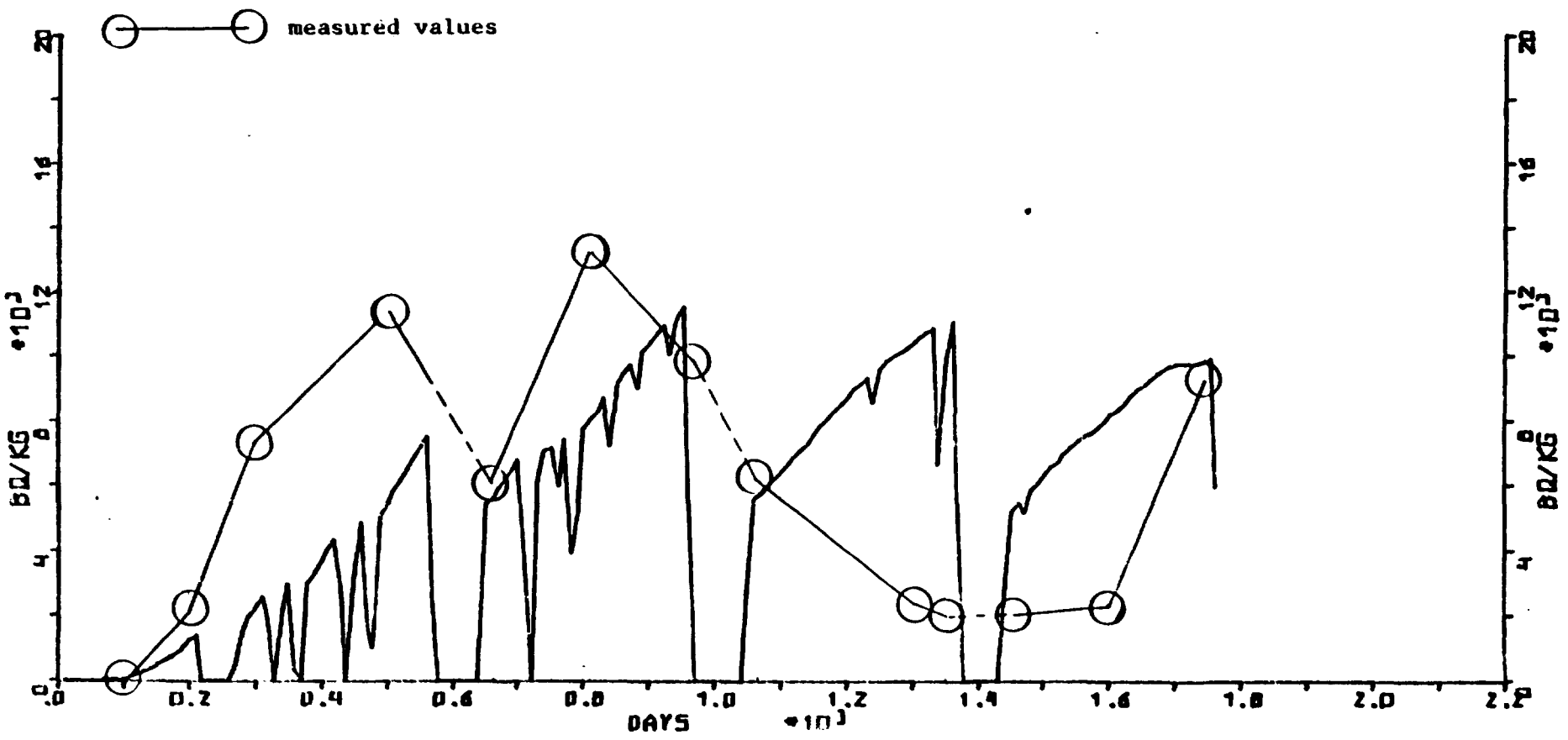
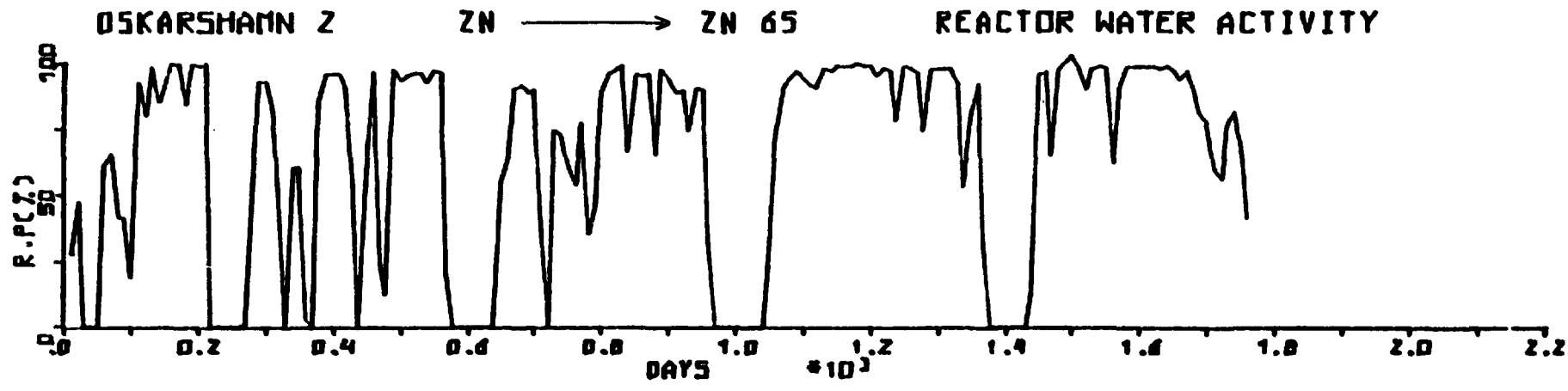


OSKARSHAMN 2      CO      →      CO 60

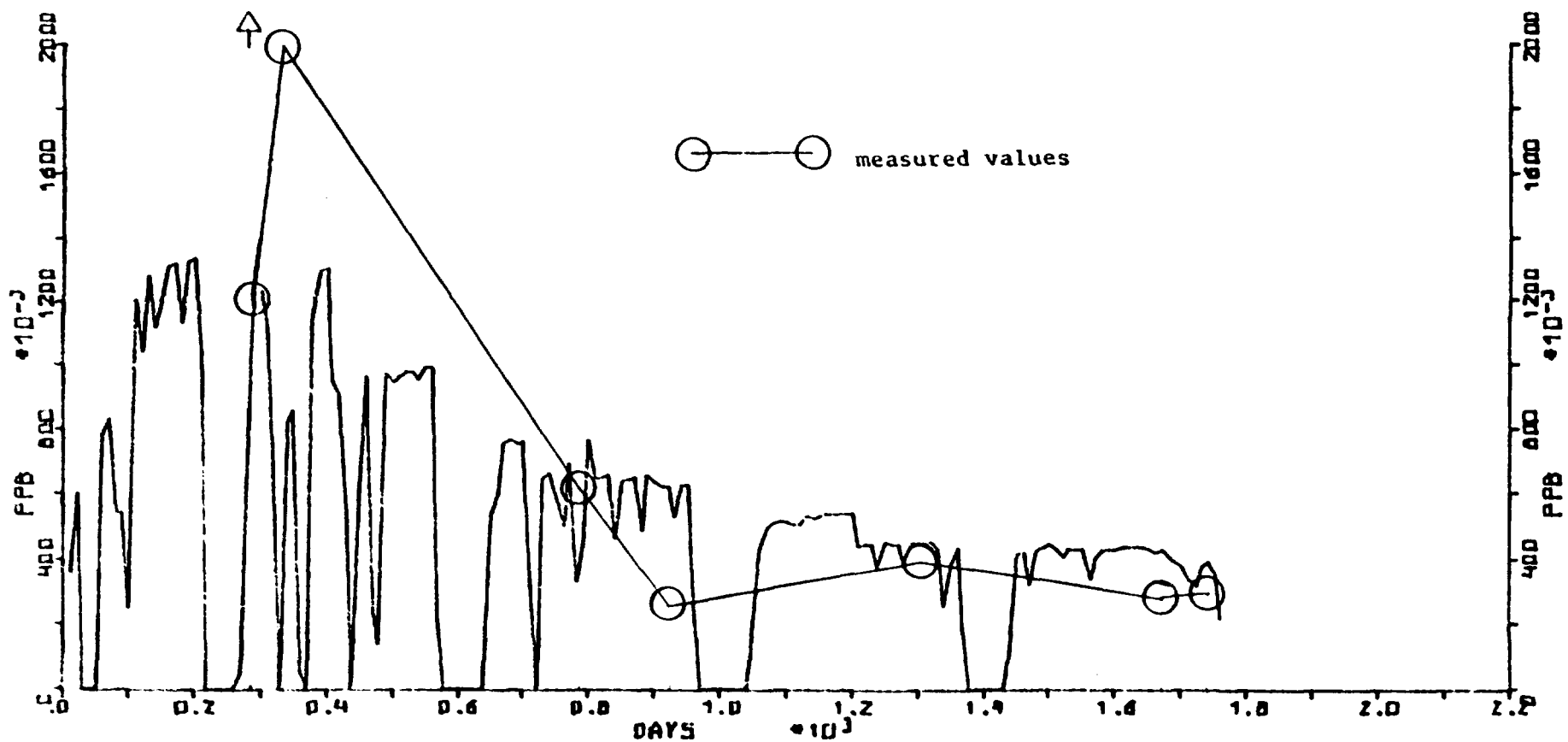
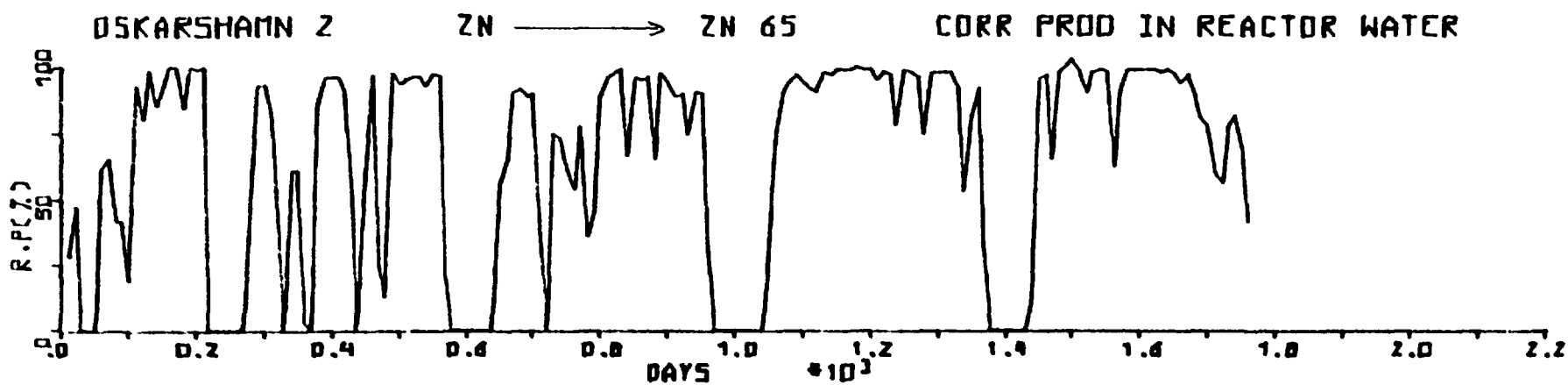
DAY= 955      DATE= 770513

IN-CORE SPEC ACTIVITY

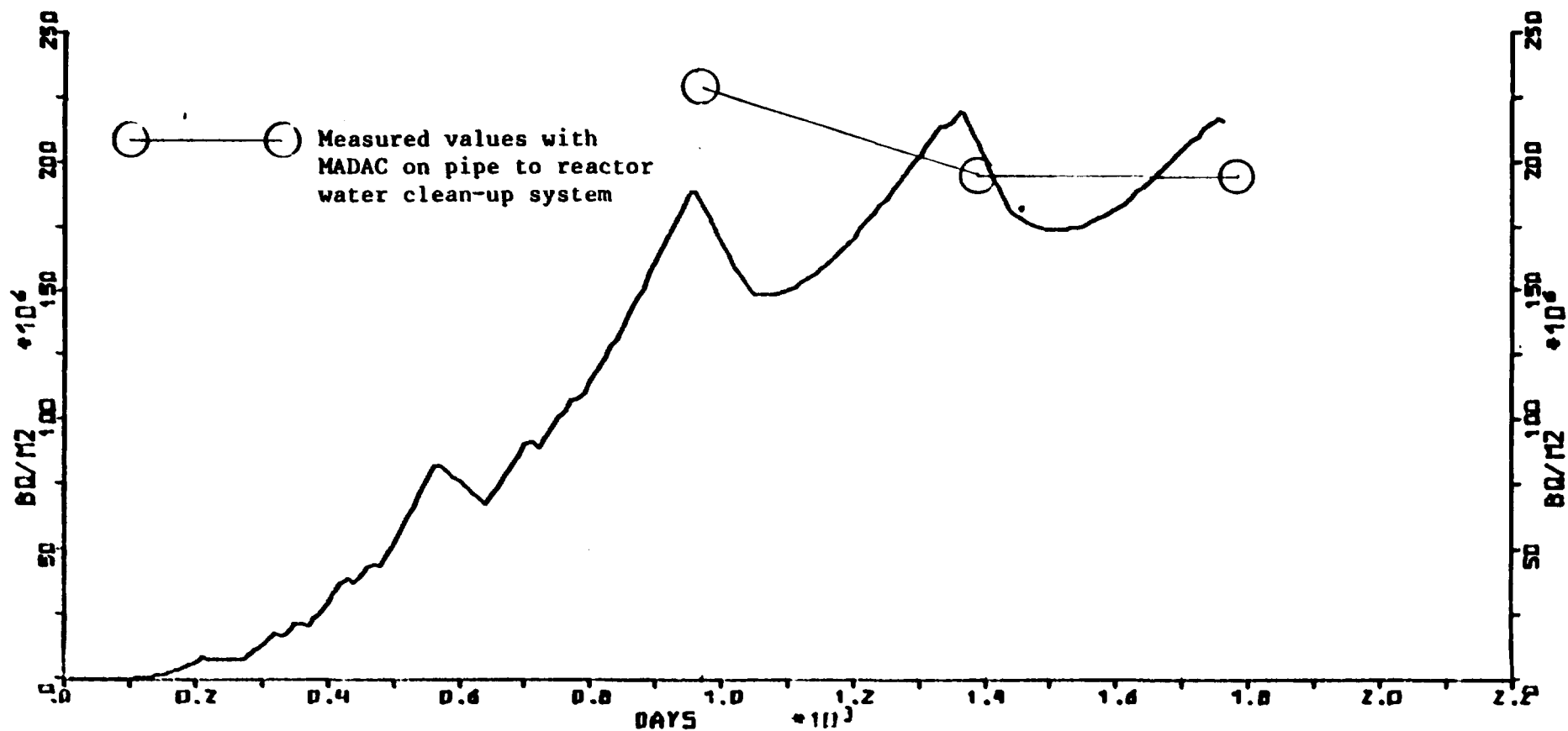
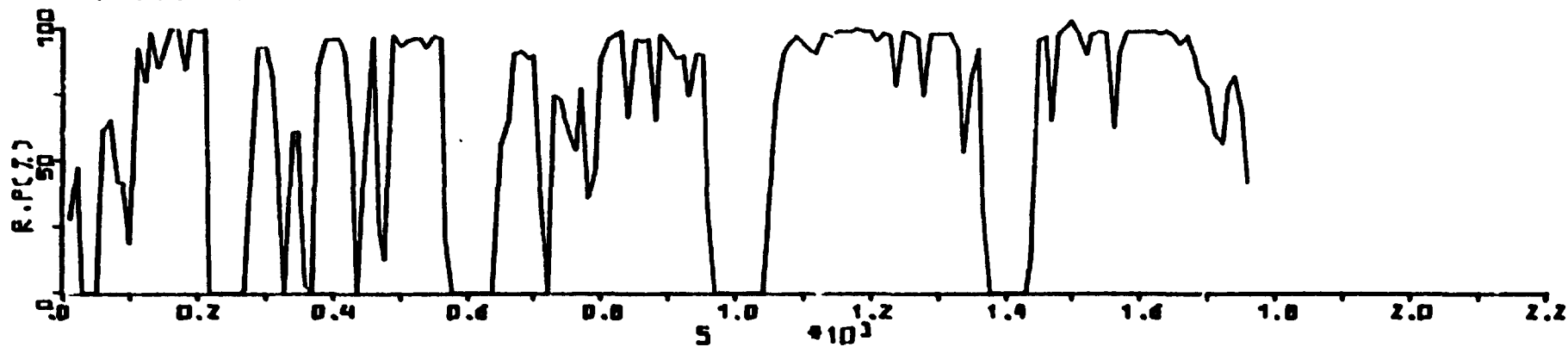








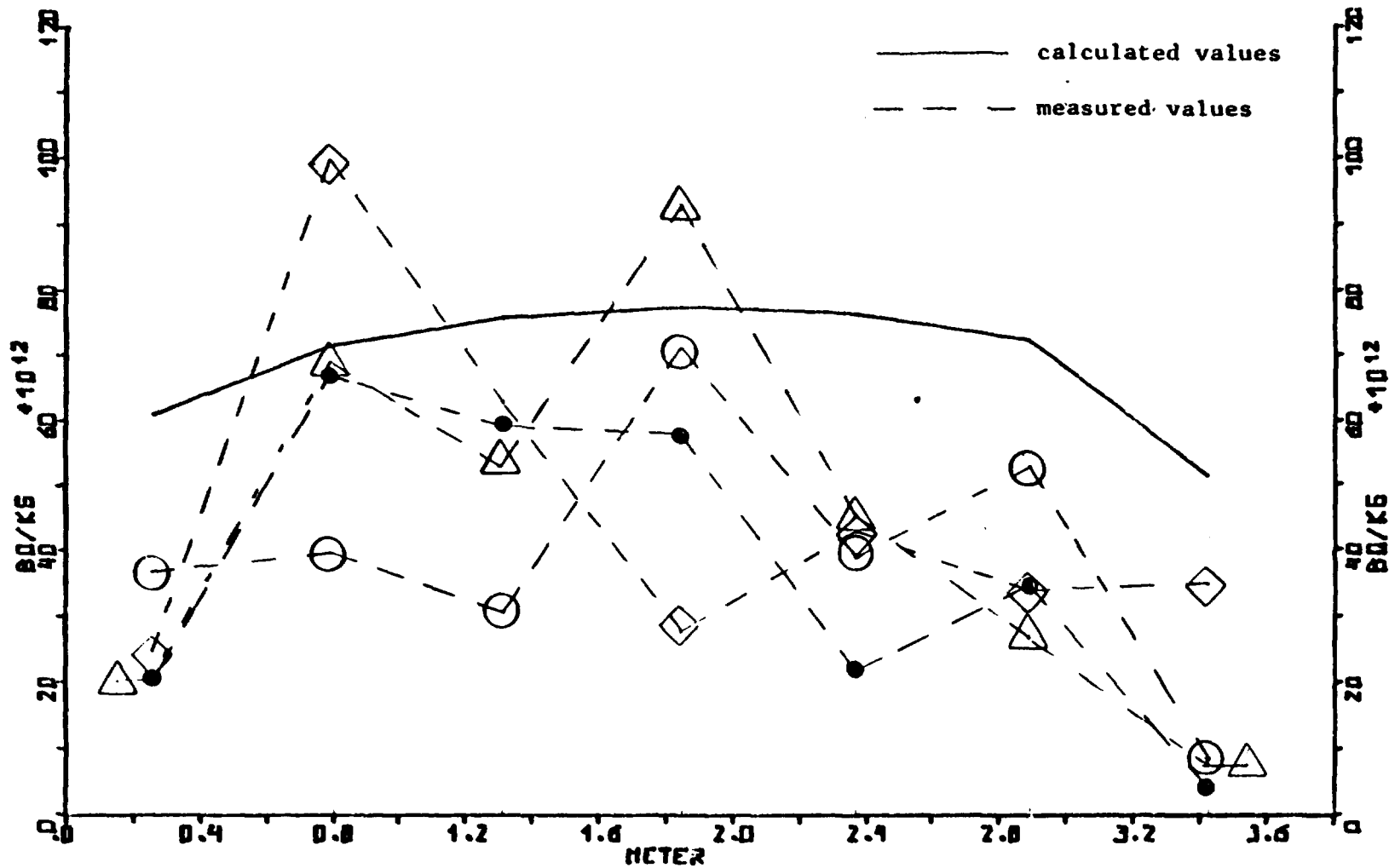
OSKARSHAMN 2      ZN → ZN 65      OUT-OF-COKE SURFACE ACTIVITY



OSKARSHAMN 2      ZN → ZN 65

DAY= 955      DATE= 770513

IN-CORE SPEC ACTIVITY



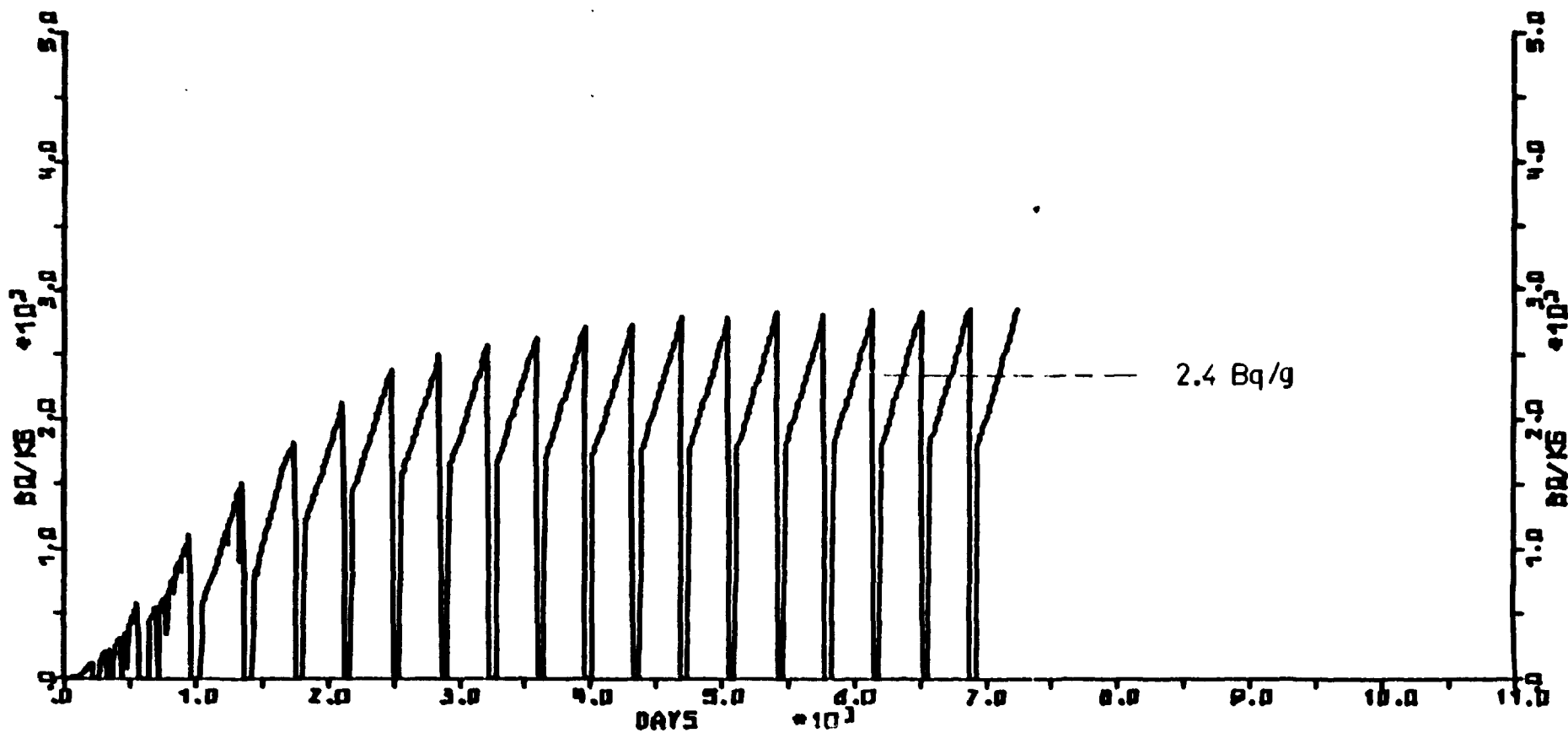
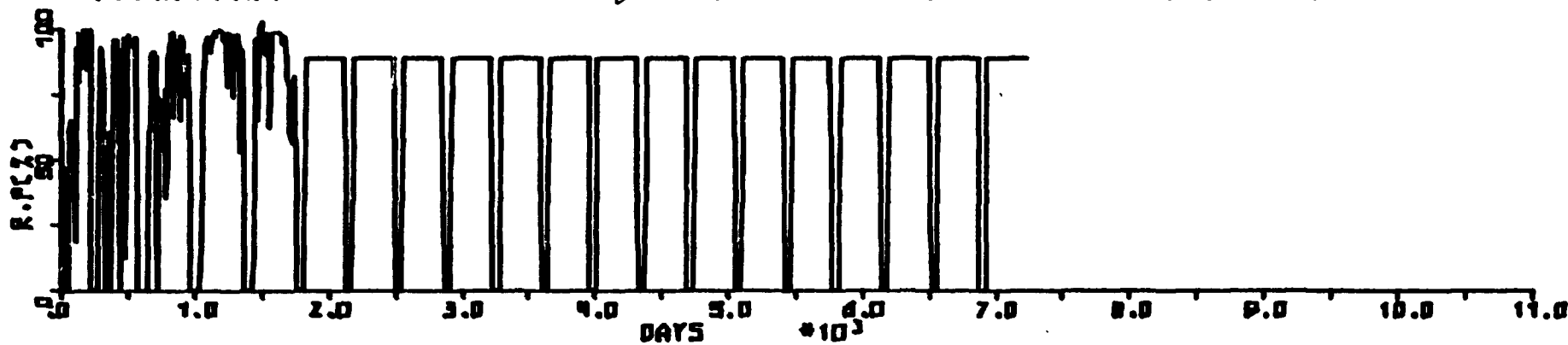
OSKARSHAMN 2

FE  $\longrightarrow$

MN 54

REACTOR WATER ACTIVITY

DIAGRAM 29



OSKARSHAMN 2

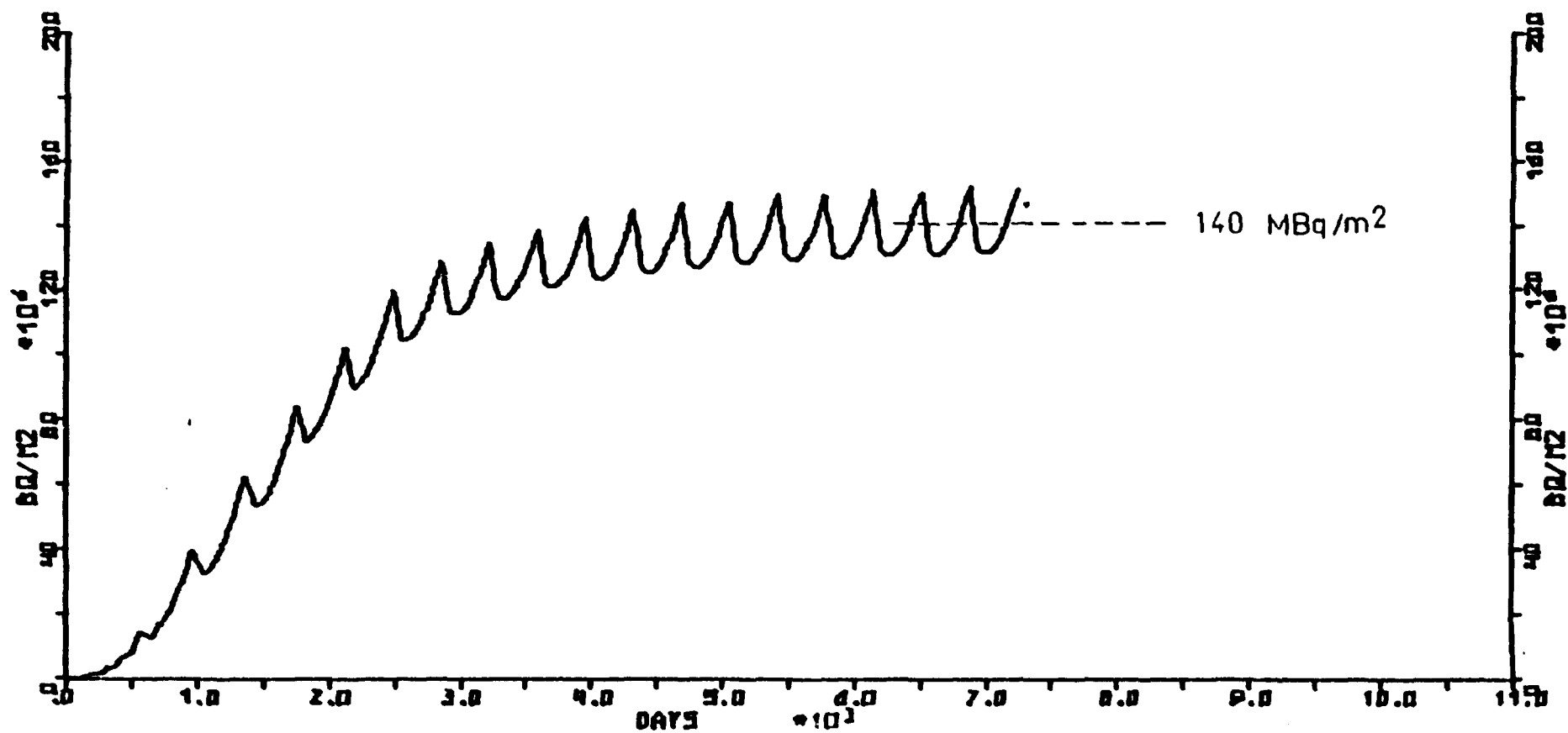
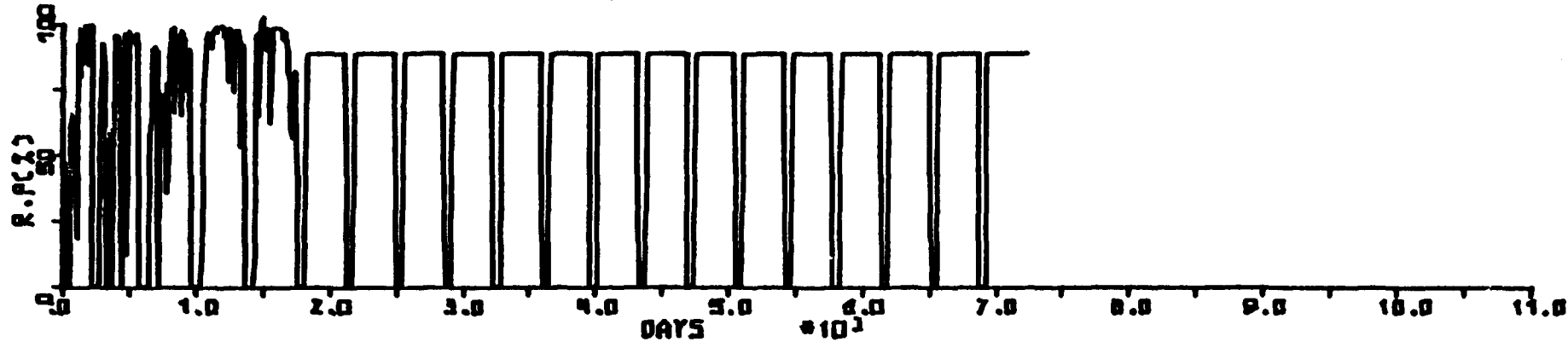
FE



MN 54

OUT-OF-CORE SURFACE ACTIVITY

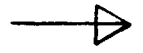
DIAGRAM 30



80-06-04

OSKARSHAMN 2

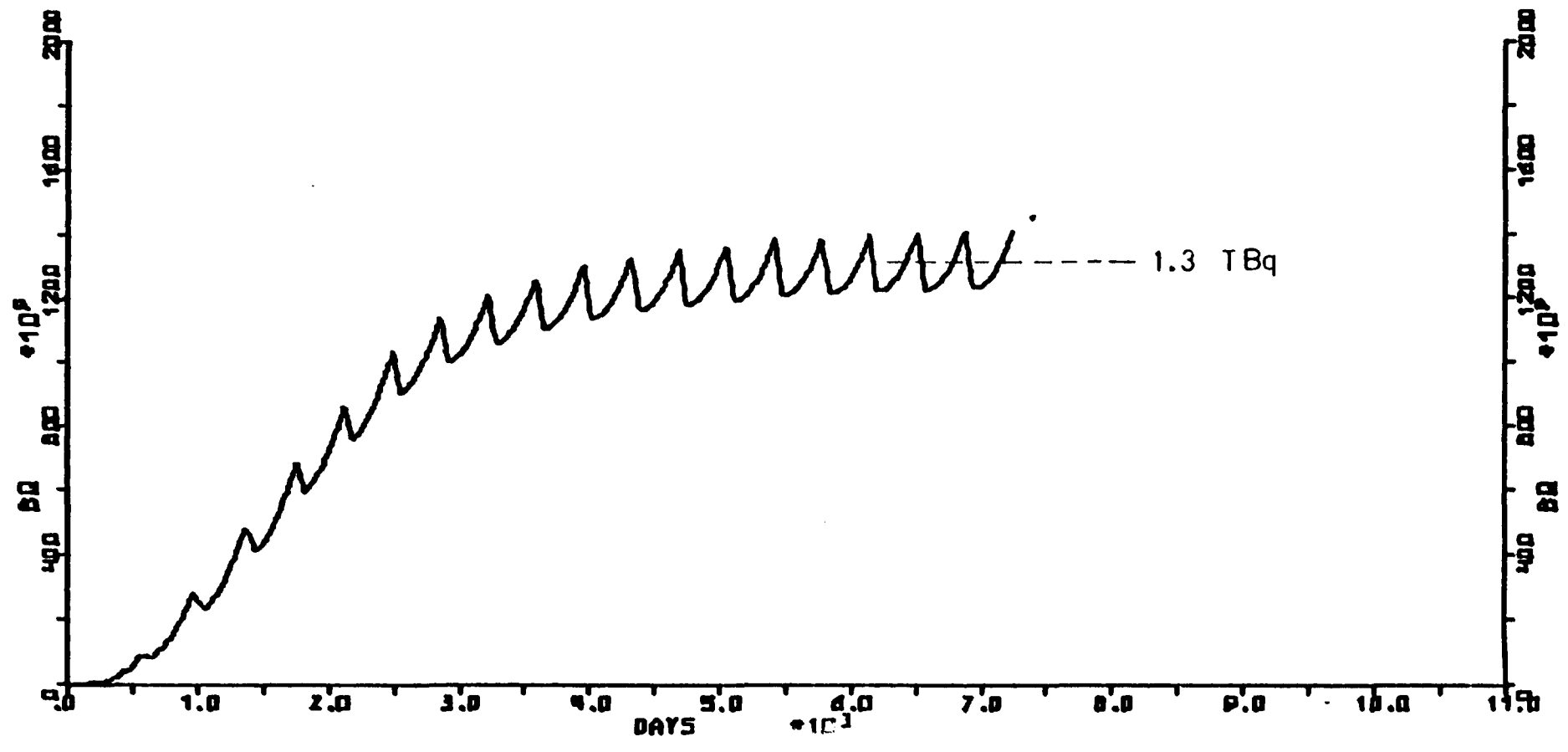
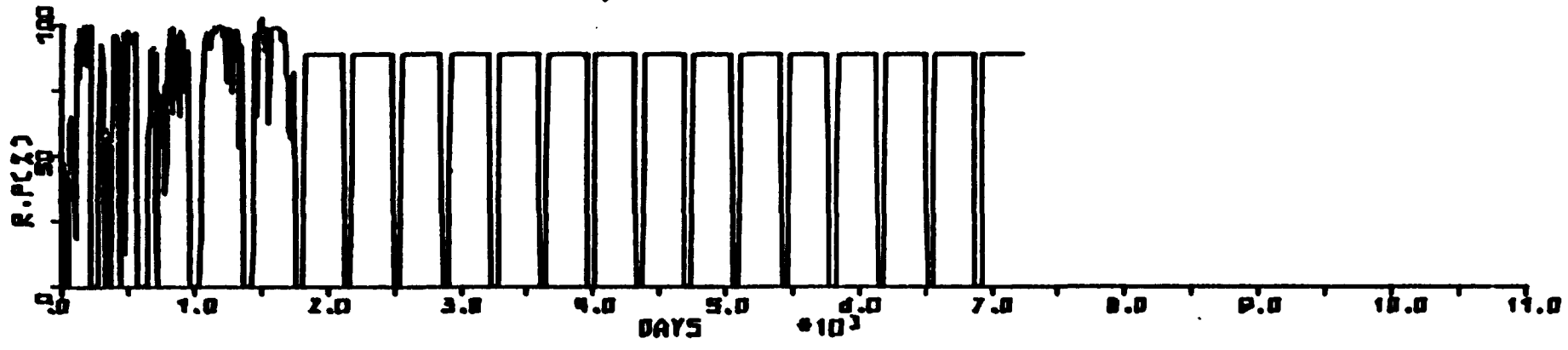
FE



NN 54

ION EXCHANGER ACTIVITY

DIAGRAM 31



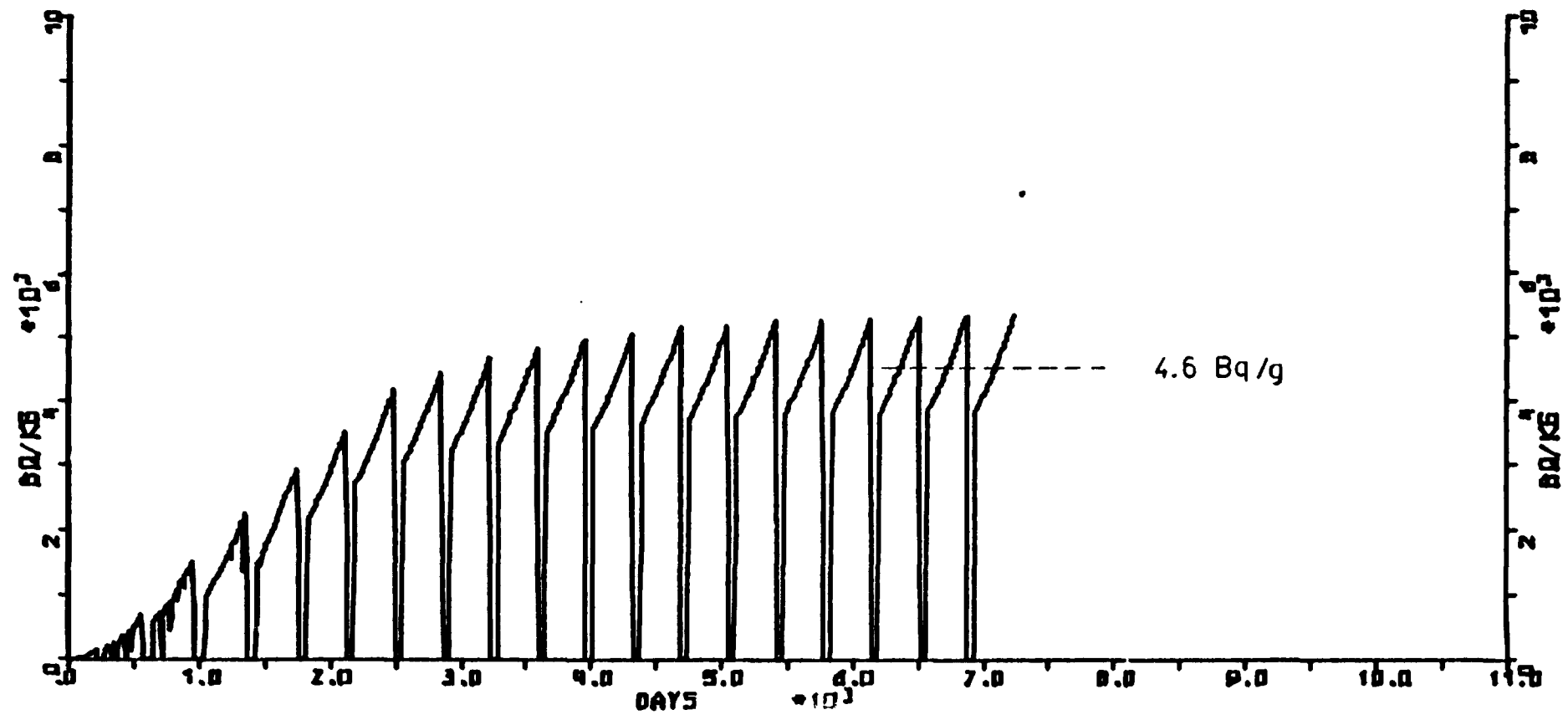
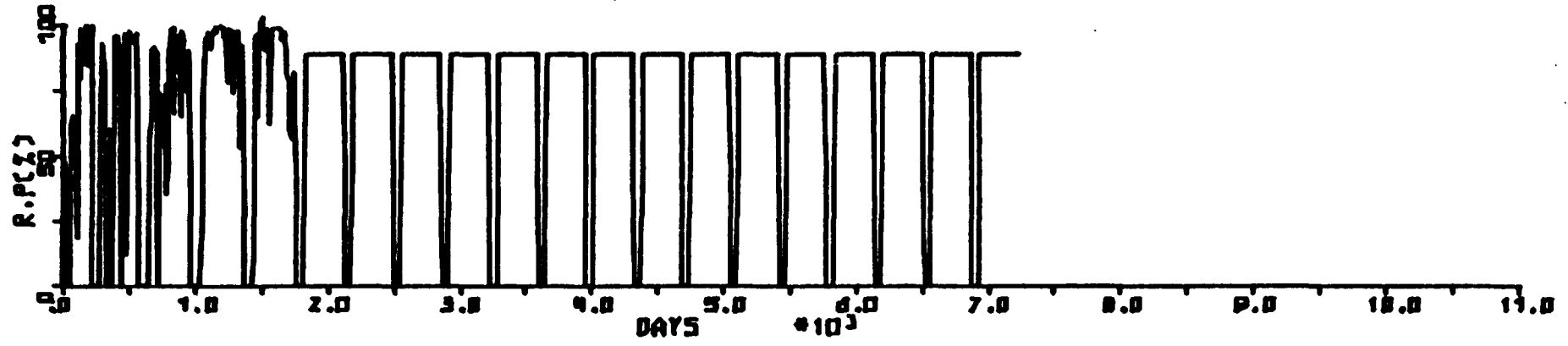
TR RE 80-259  
80-06-04

OSKARSHAMN 2

FE  $\rightarrow$  FE 55

REACTOR WATER ACTIVITY

DIAGRAM 32



80-06-04

OSKARSHAMN 2

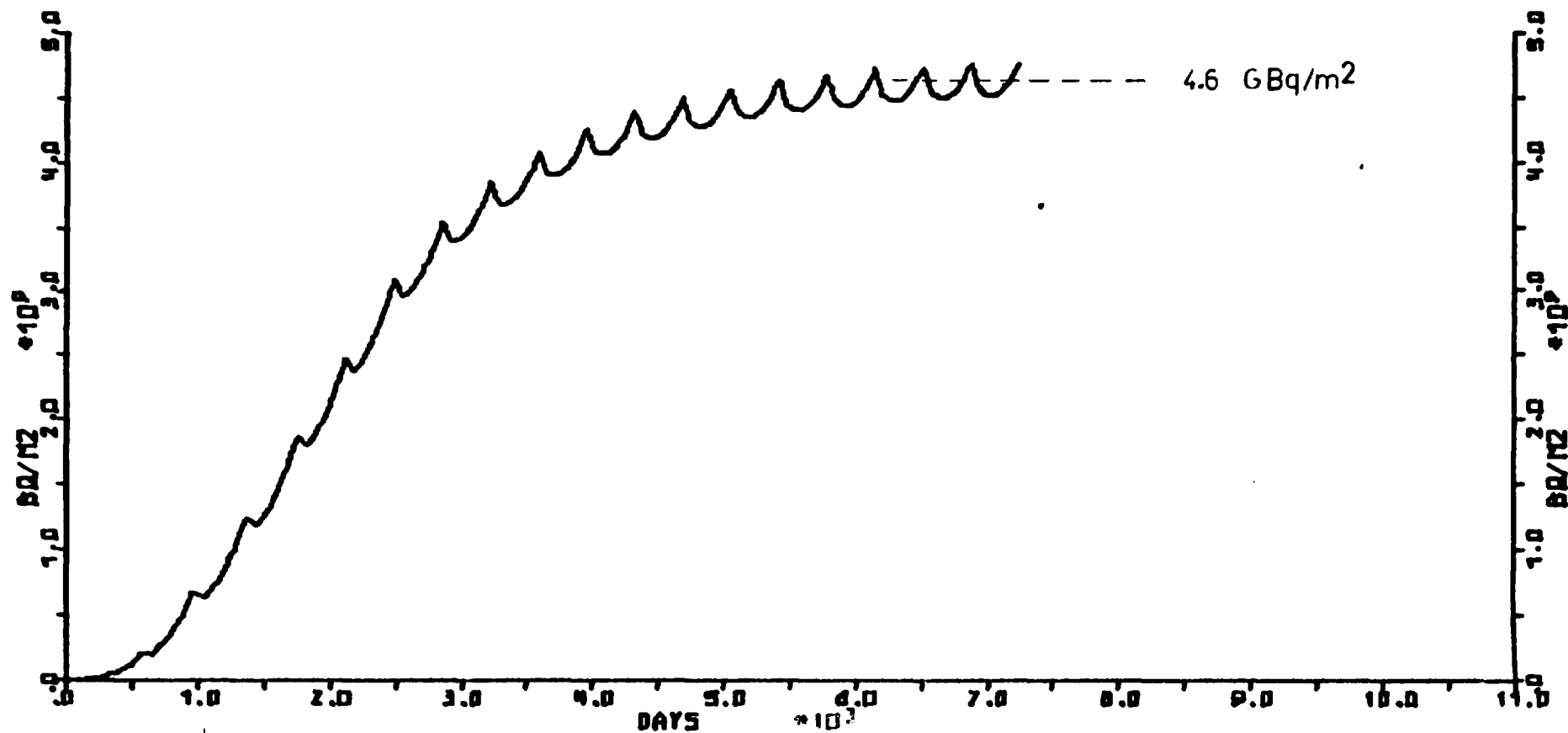
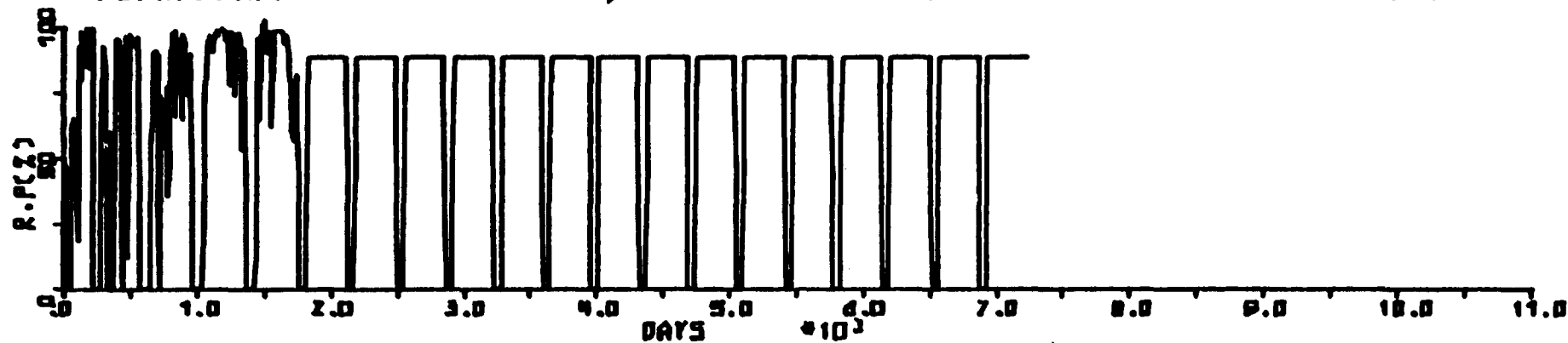
FE



FE 55

OUT-OF-CORE SURFACE ACTIVITY

DIAGRAM 33



80-06-04

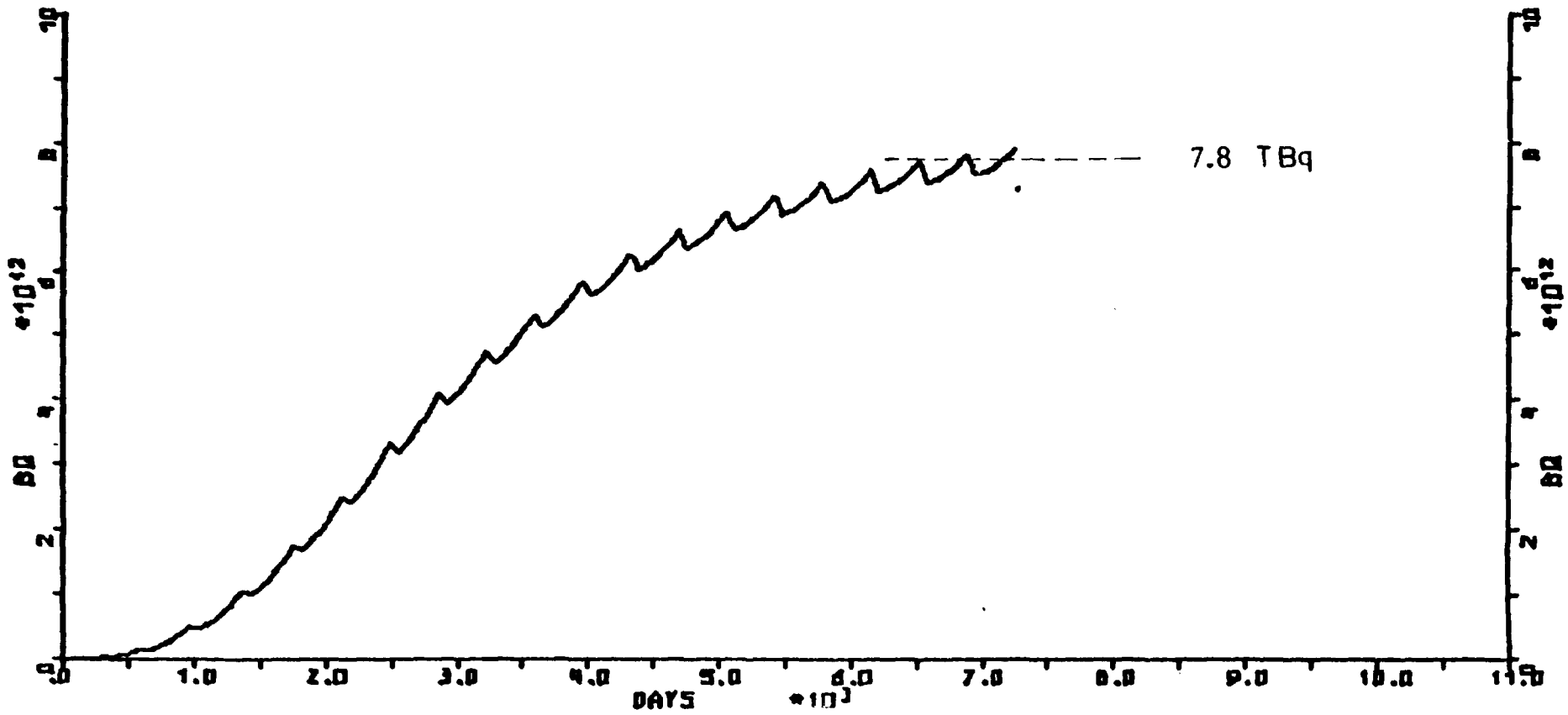
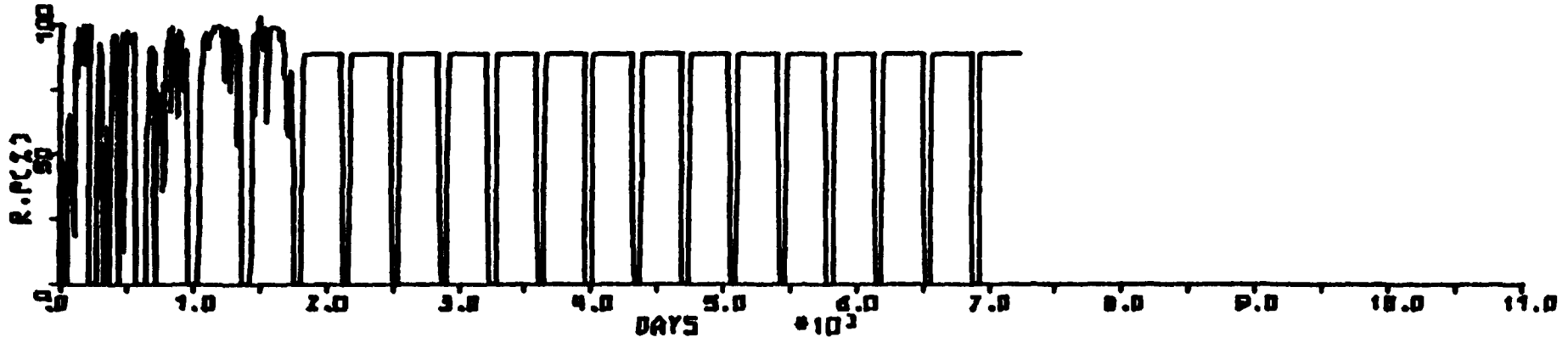


OSKARSHAMN 2

FE  $\rightarrow$  FE 55

ION EXCHANGER ACTIVITY

DIAGRAM 34



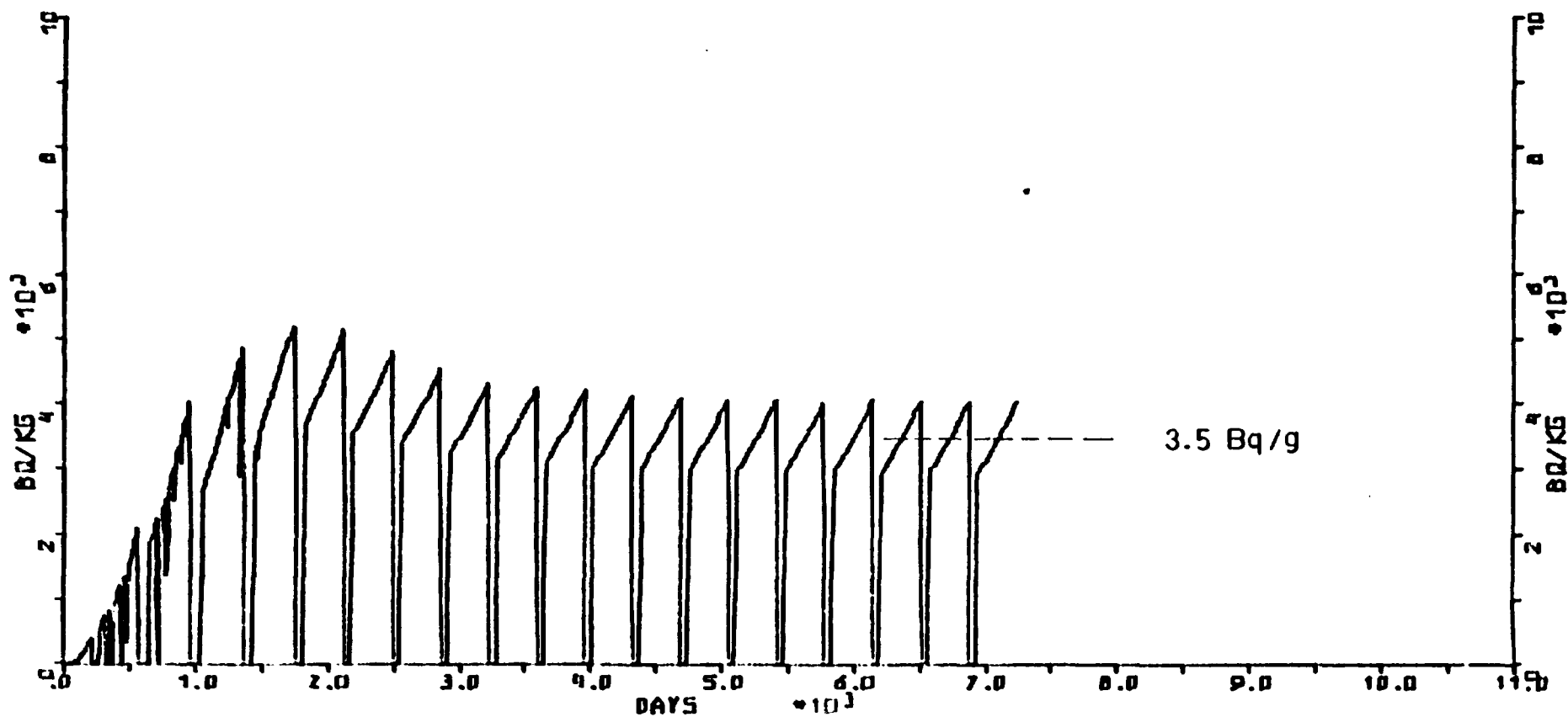
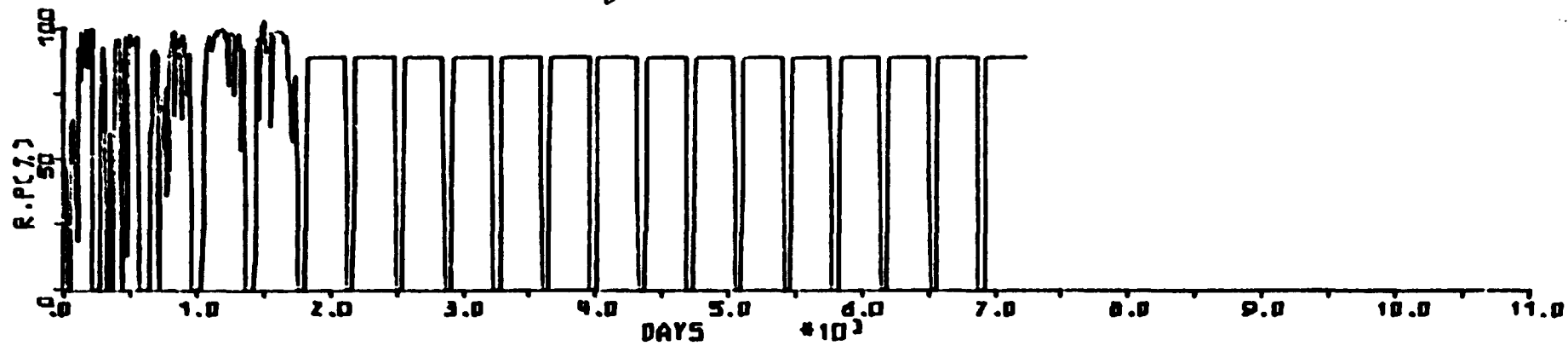
OSKARSHAMN 2

CO →

CO 60

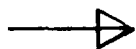
REACTOR WATER ACTIVITY

DIAGRAM 35



OSKARSHAMN 2

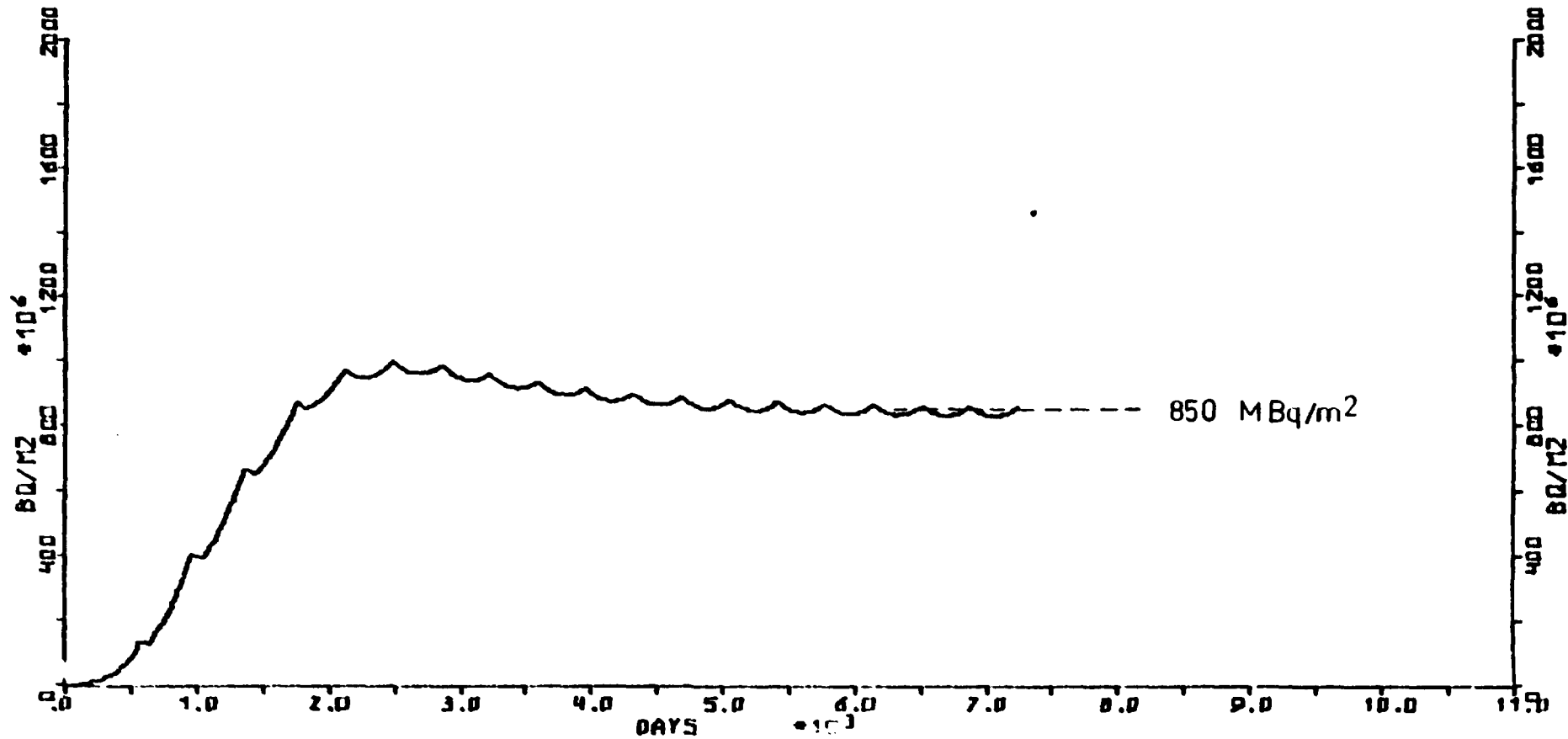
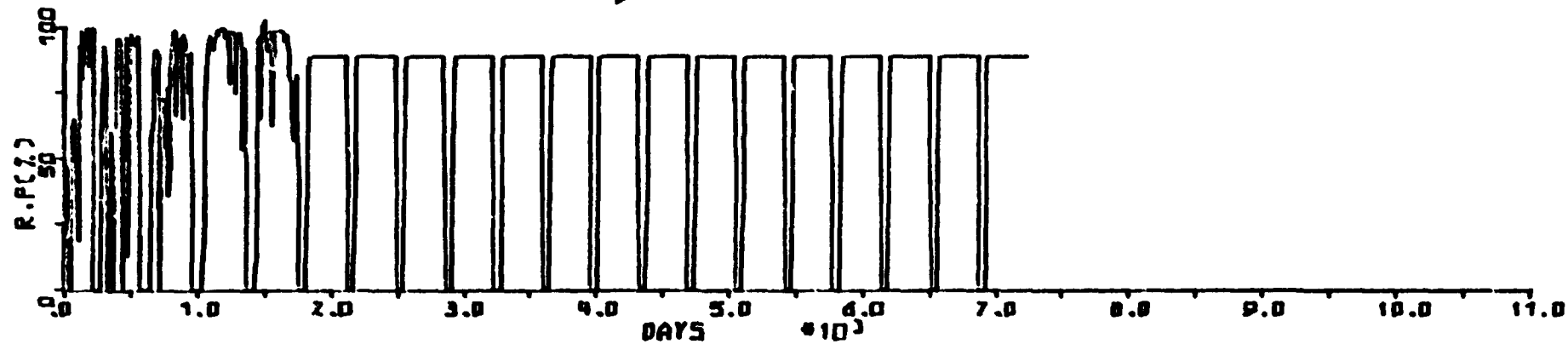
CO



CO 60

OUT-OF-CORE SURFACE ACTIVITY

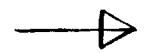
DIAGRAM 36



TR 80-06-04  
80-06-04

OSKARSHAMN 2

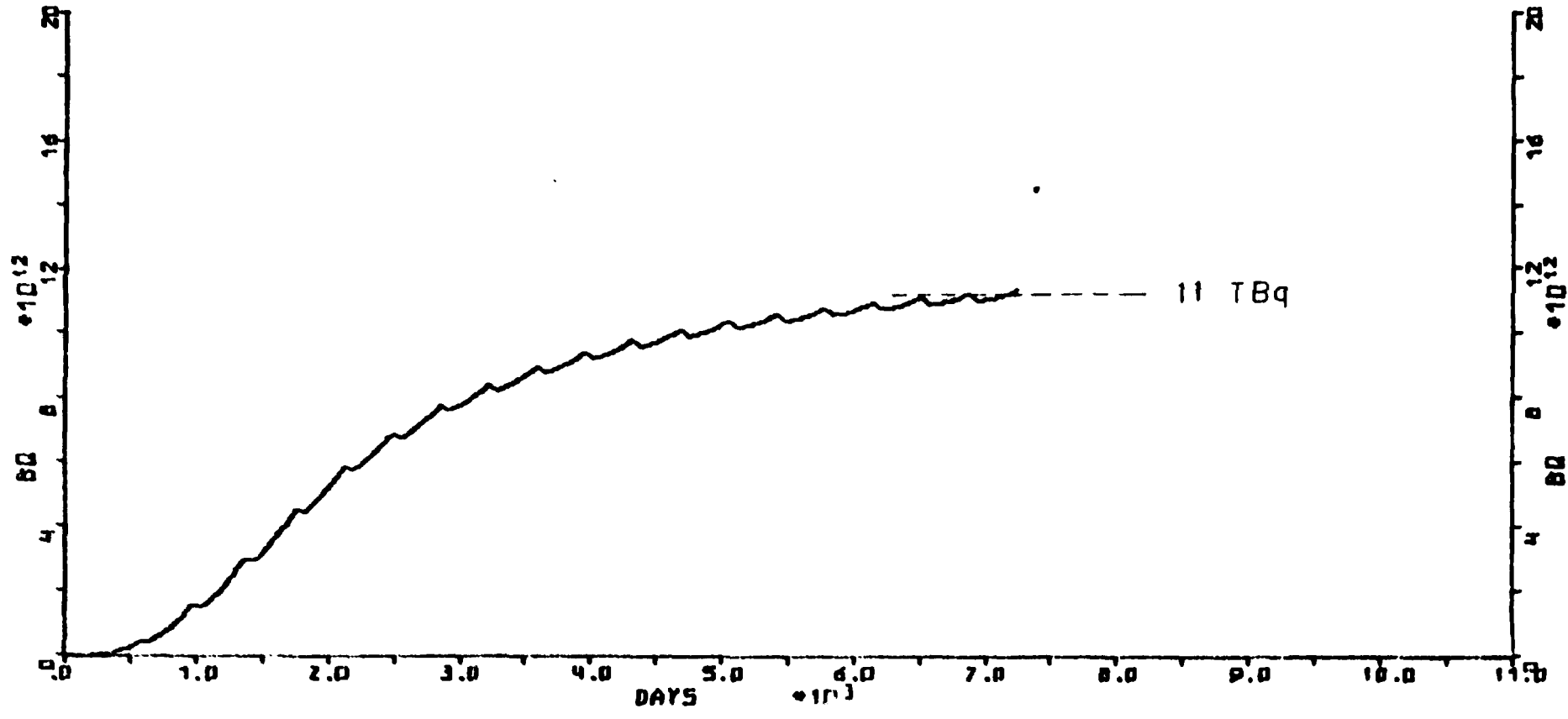
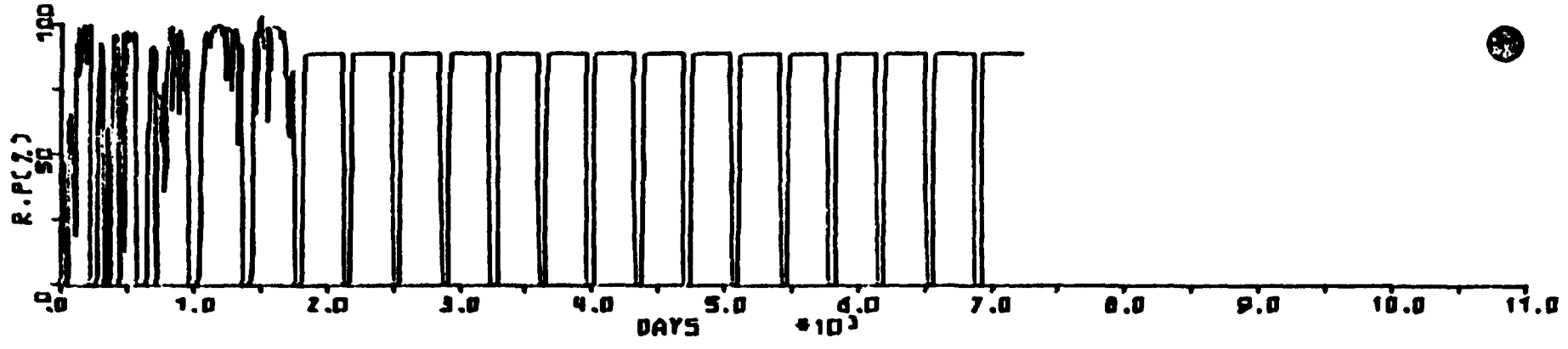
CO



CO 60

ION EXCHANGER ACTIVITY

DIAGRAM 37



TR RF 80-259  
80-06-04

OSKARSHAMN 2

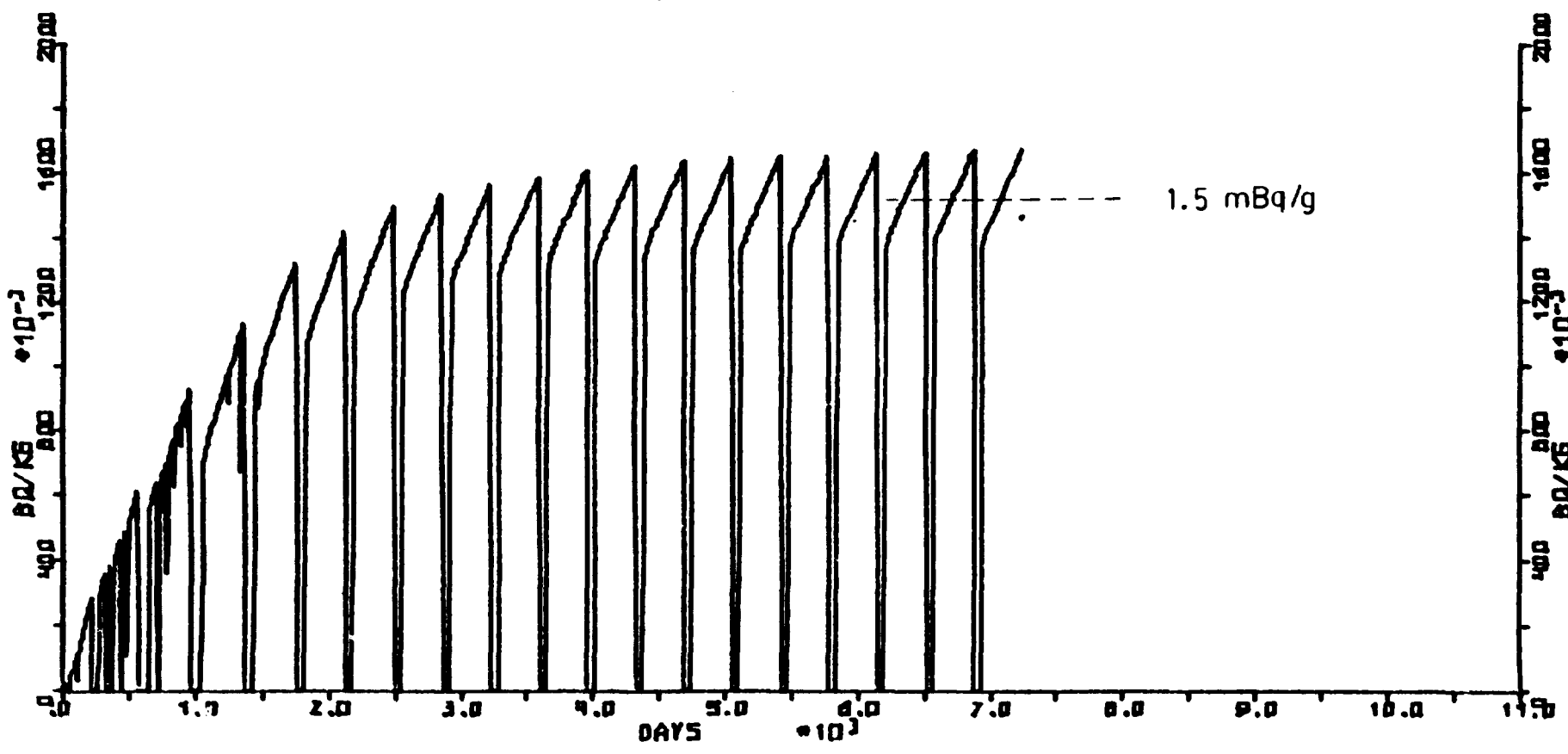
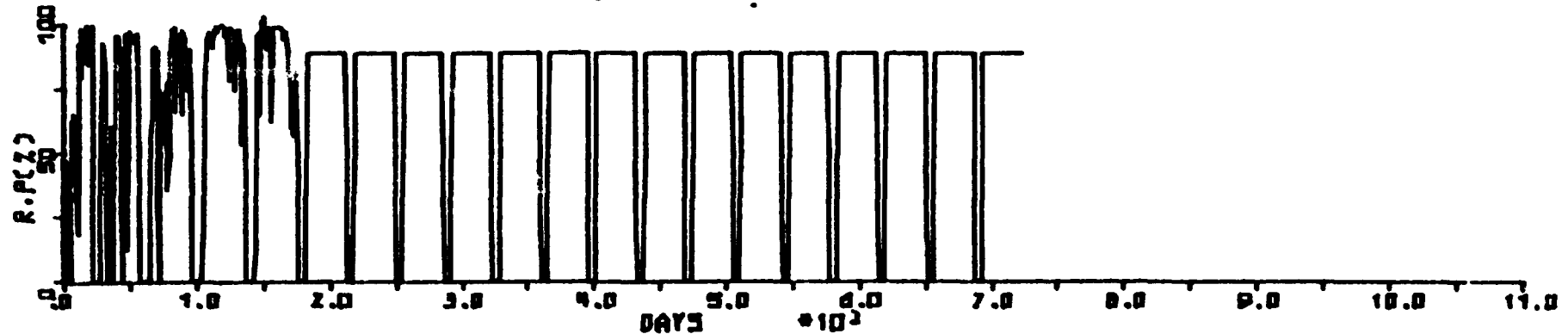
NI



NI 59

REACTOR WATER ACTIVITY

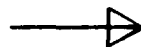
DIAGRAM 35



TR RE 80-259  
80-06-04

OSKARSHAMN 2

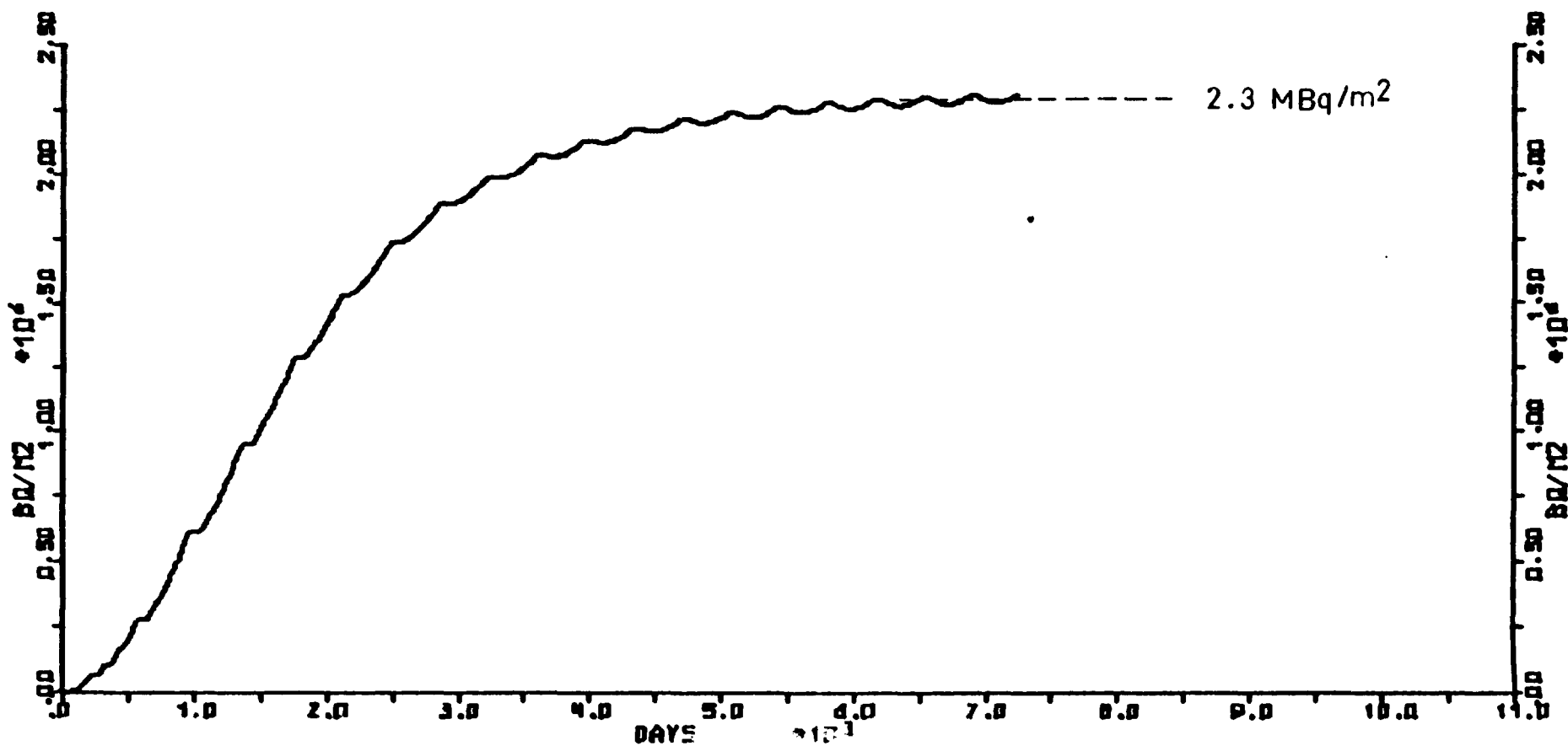
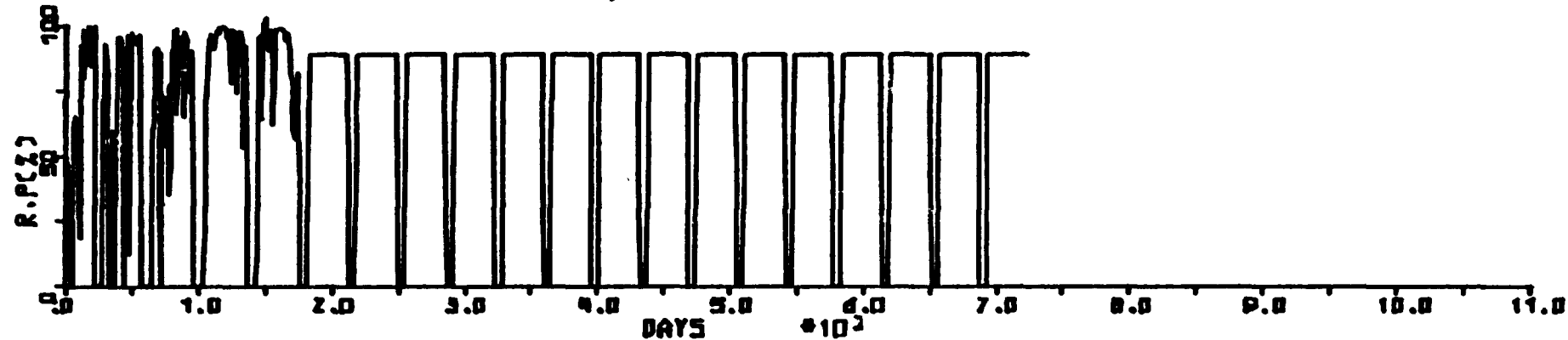
NI



NI 59

OUT-OF-CORE SURFACE ACTIVITY

DIAGRAM 39



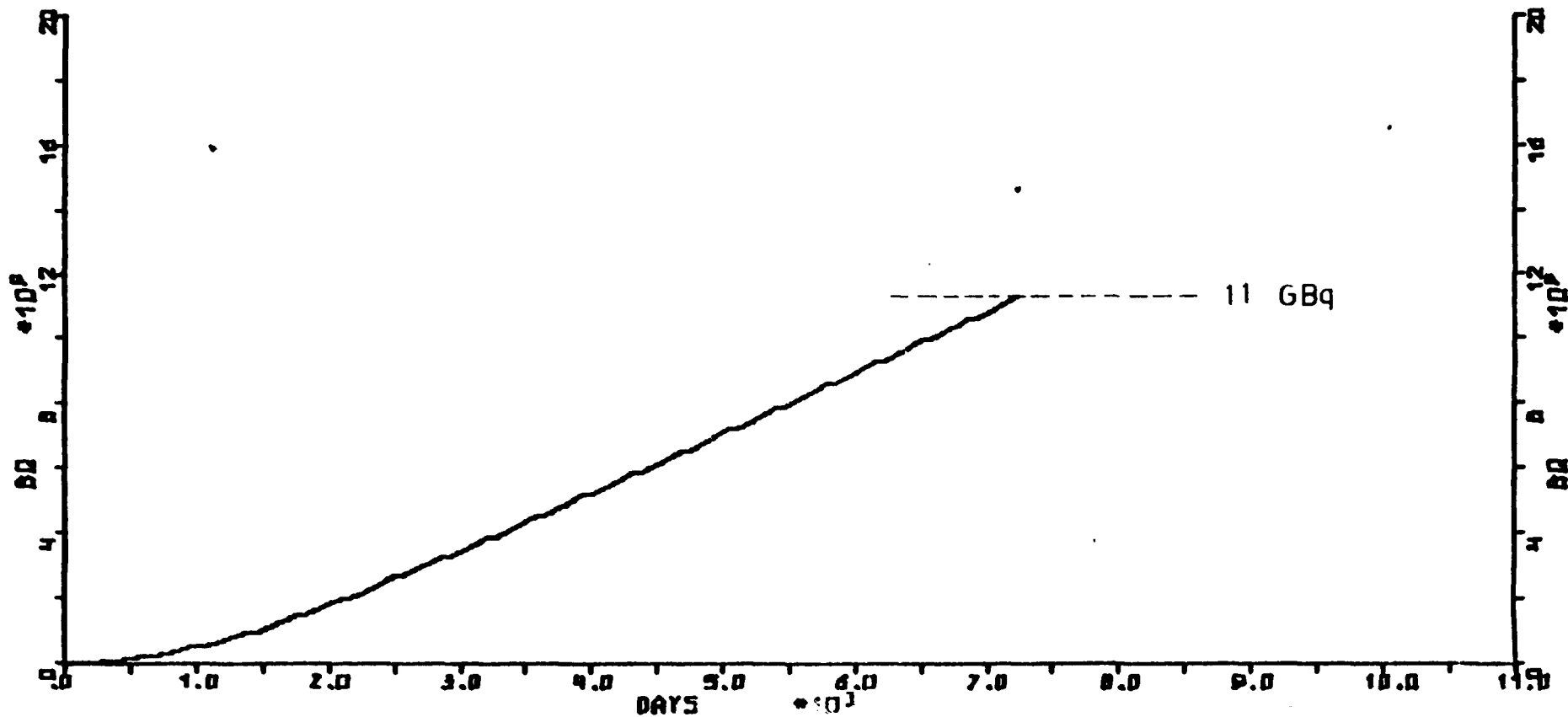
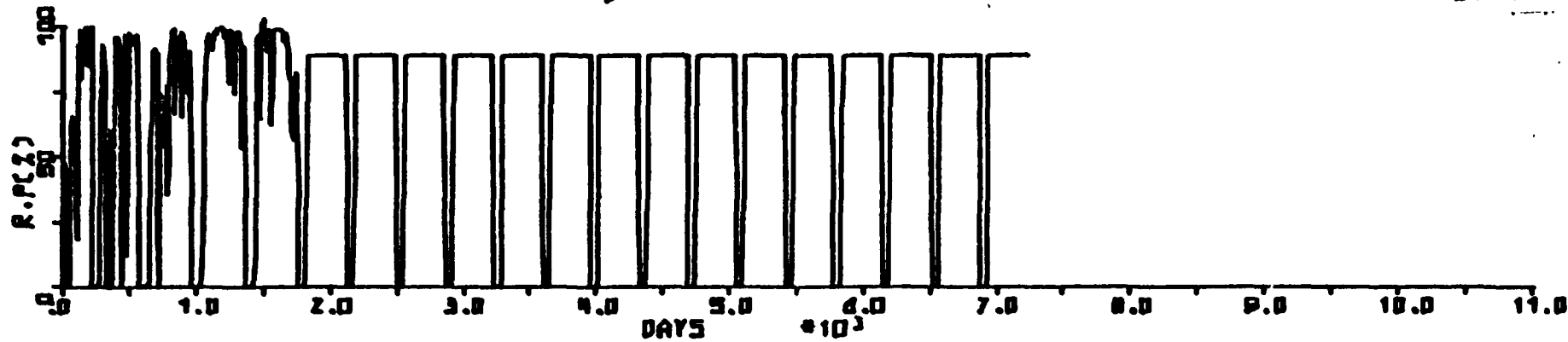
00-06-04

OSKARSHAMN 2

NI  $\rightarrow$  NI 59

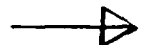
ION EXCHANGER ACTIVITY

DIAGRAM 40



OSKARSHAMN 2

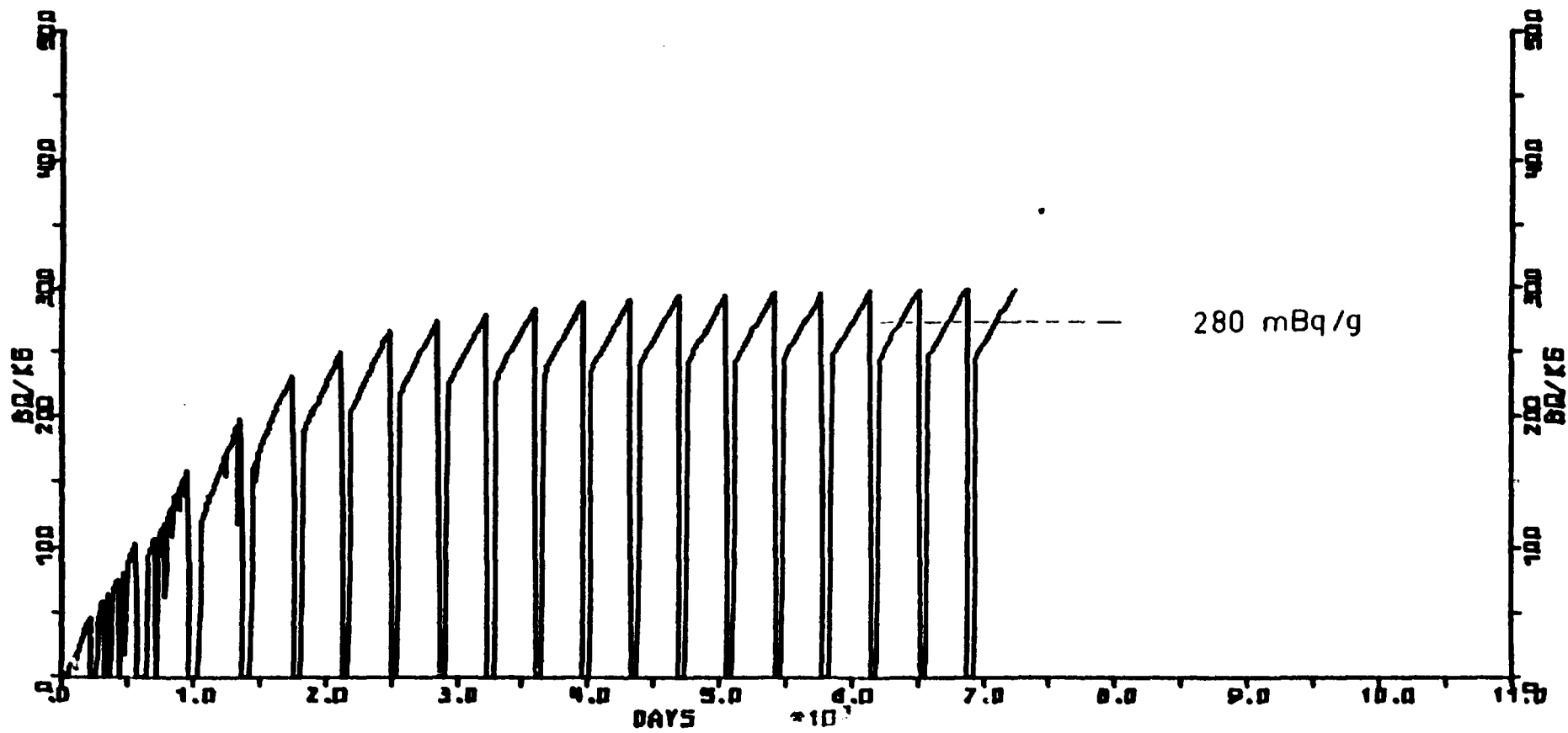
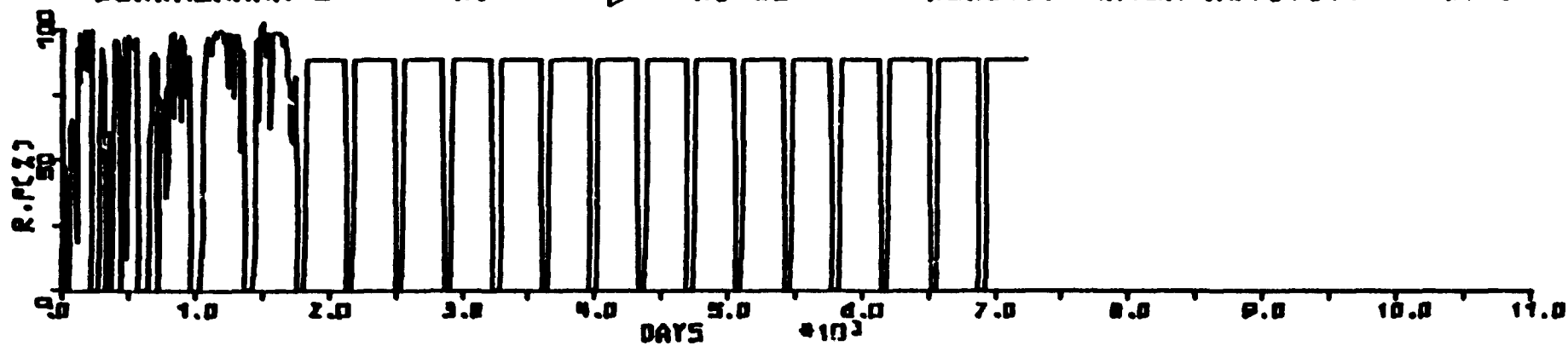
NI



NI 63

REACTOR WATER ACTIVITY

DIAGRAM 41

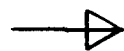


80-06-04



OSKARSHAMN 2

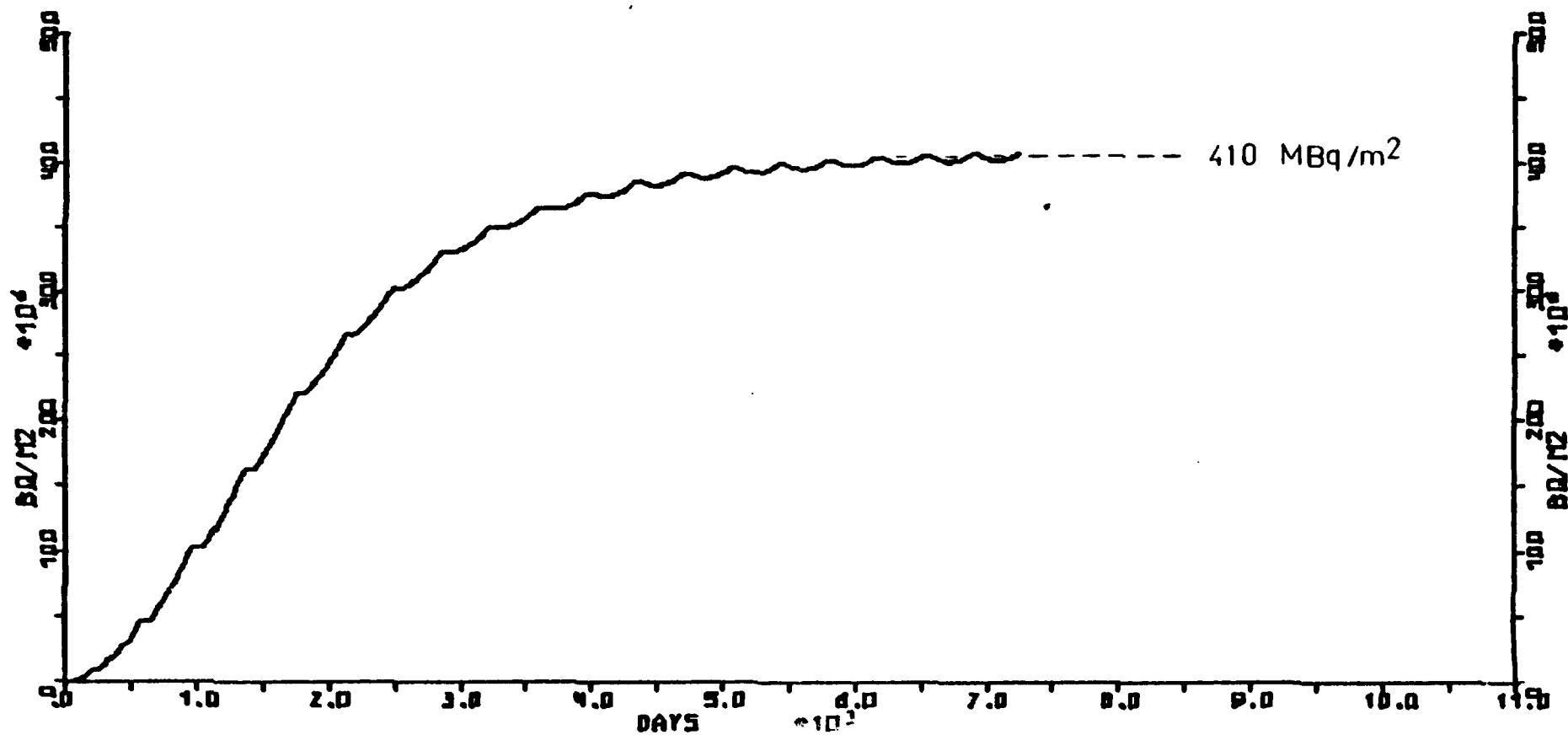
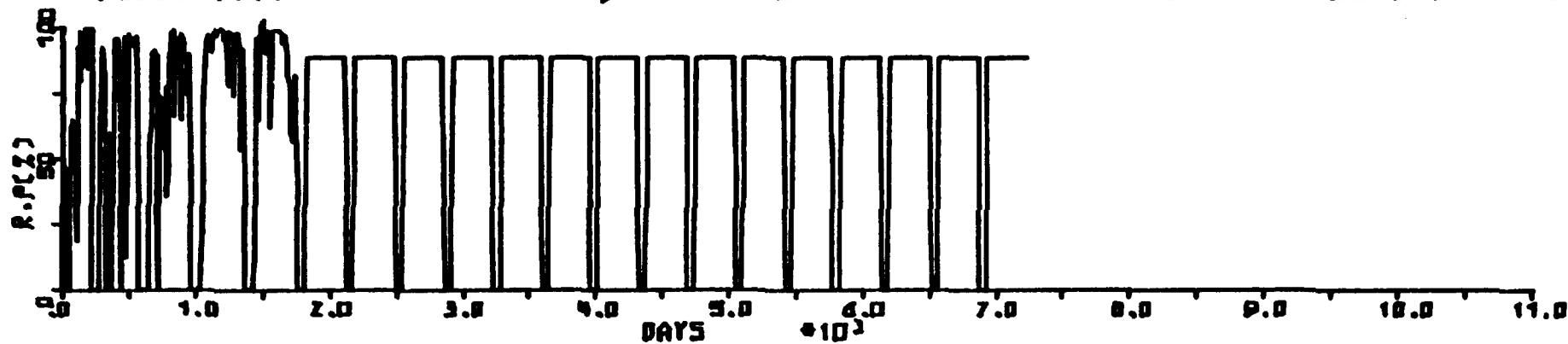
NI



NI 63

OUT-OF-CORE SURFACE ACTIVITY

DIAGRAM 42



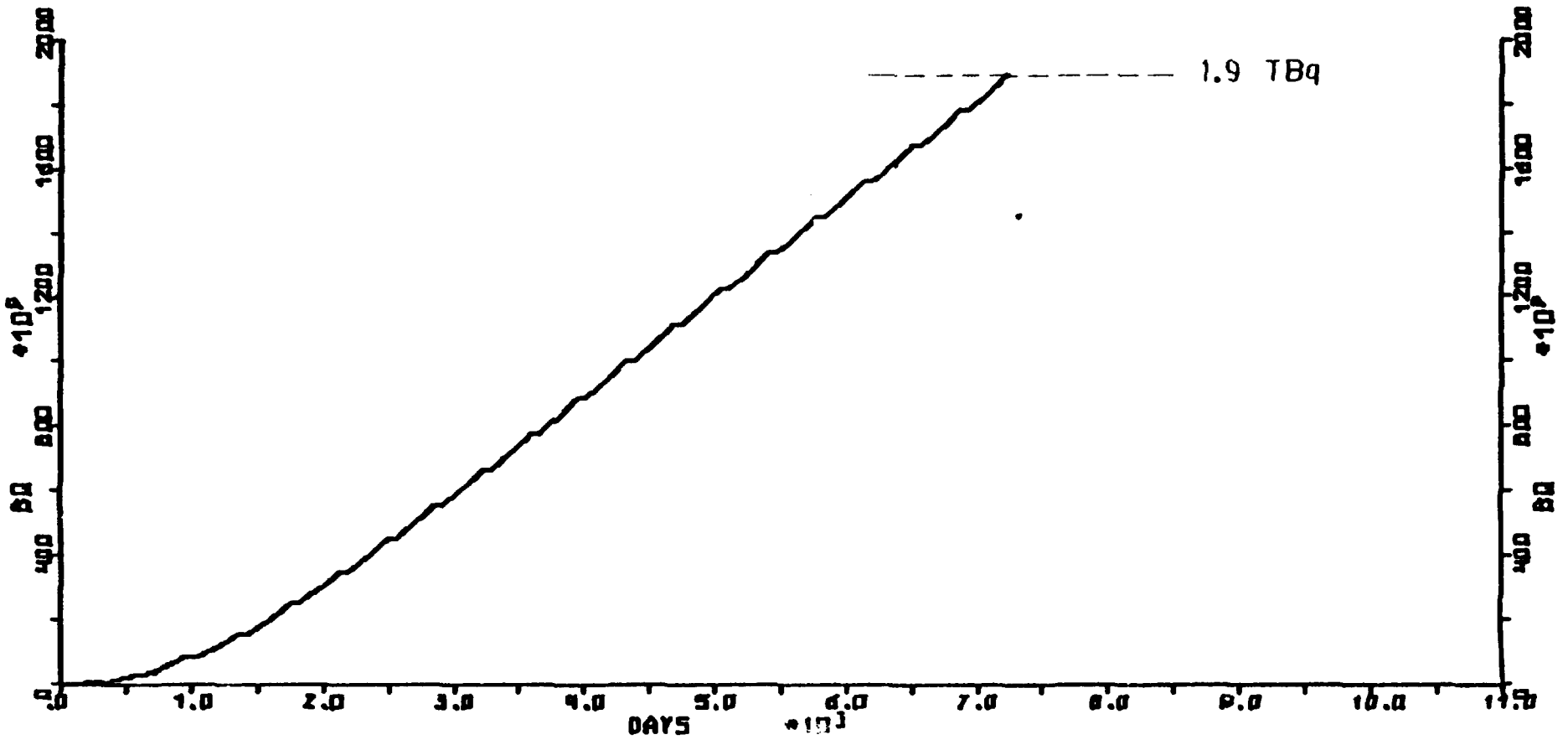
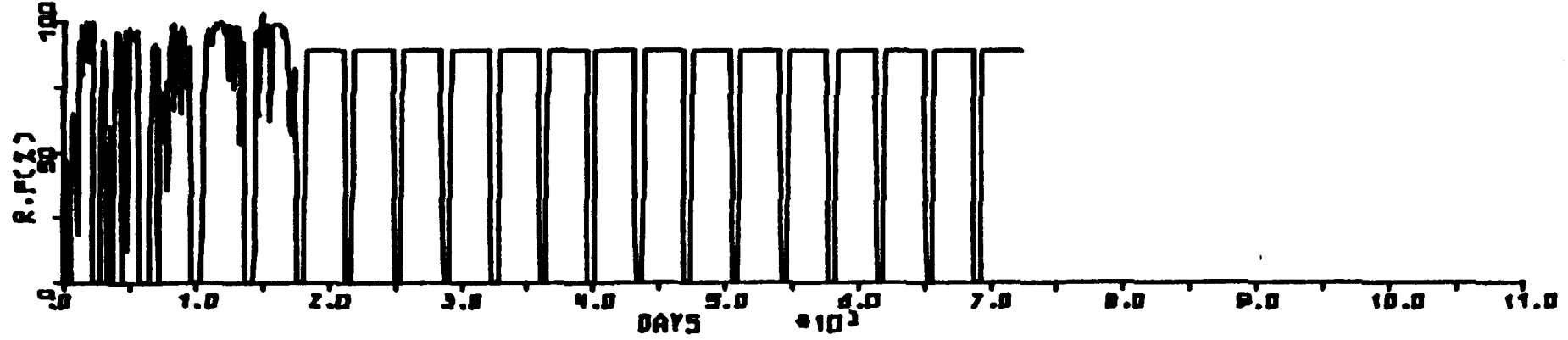
OSKARSHAMN 2

NI  $\rightarrow$

NI 63

ION EXCHANGER ACTIVITY

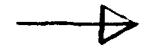
DIAGRAM 43



40-90-00

OSKARSHAMN 2

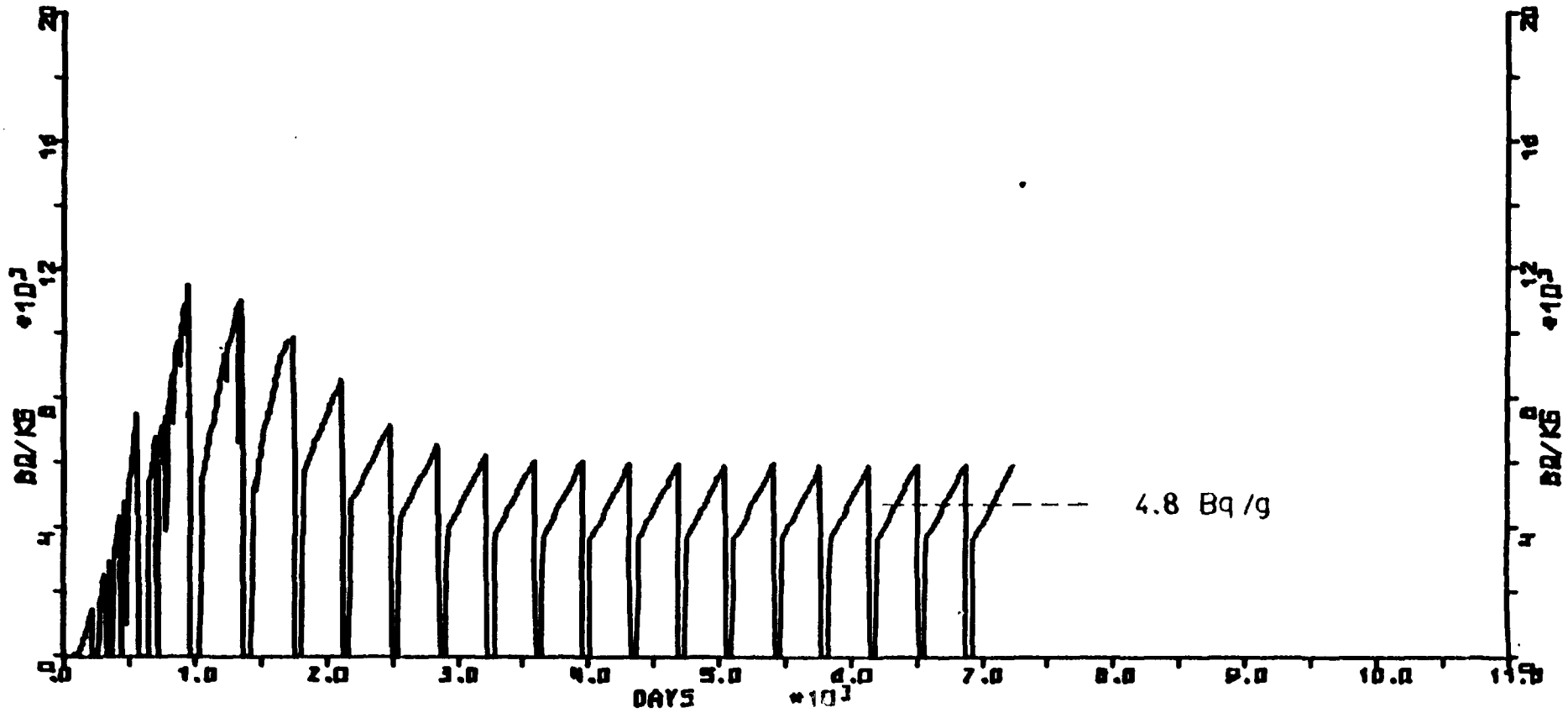
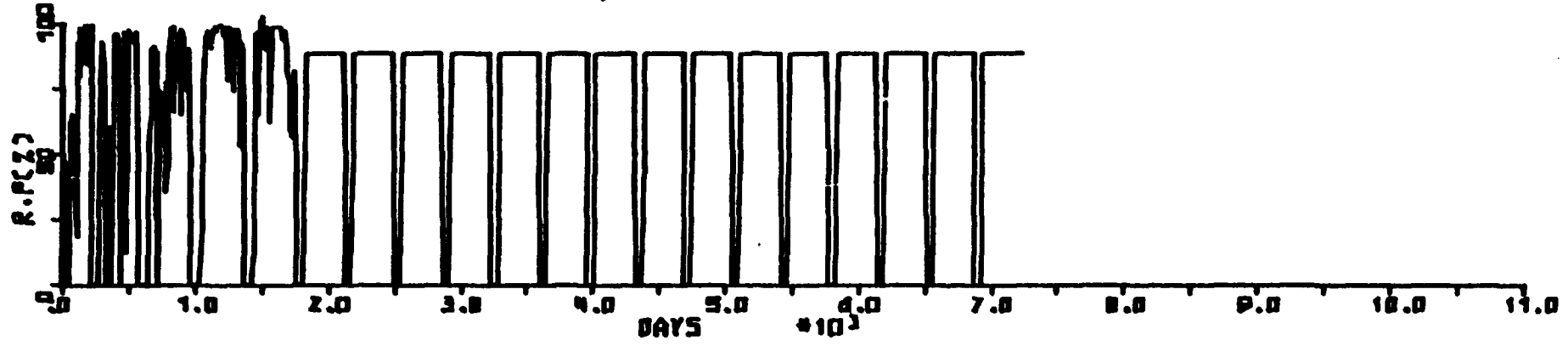
ZN



ZN 65

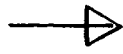
REACTOR WATER ACTIVITY

DIAGRAM 44



OSKARSHAMN 2

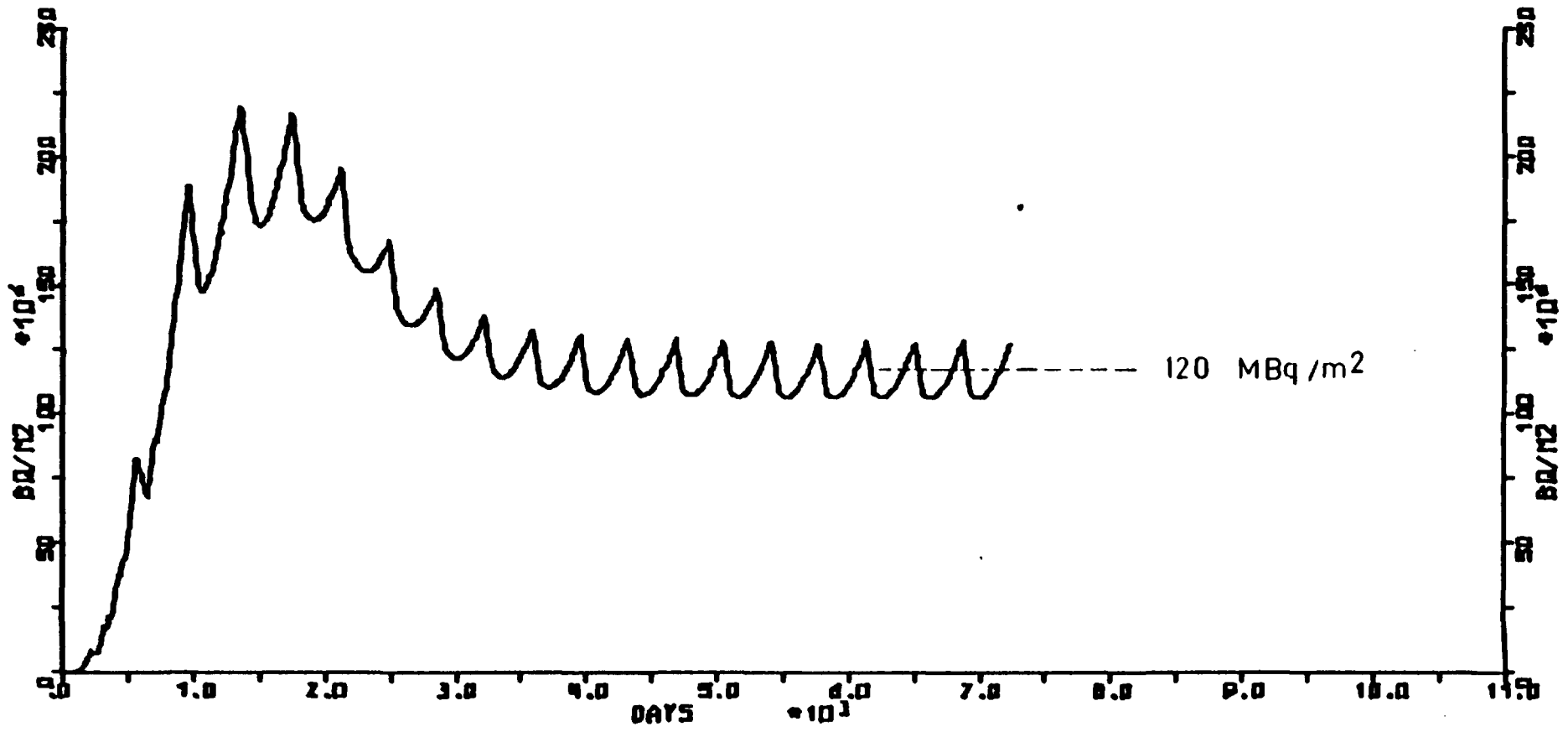
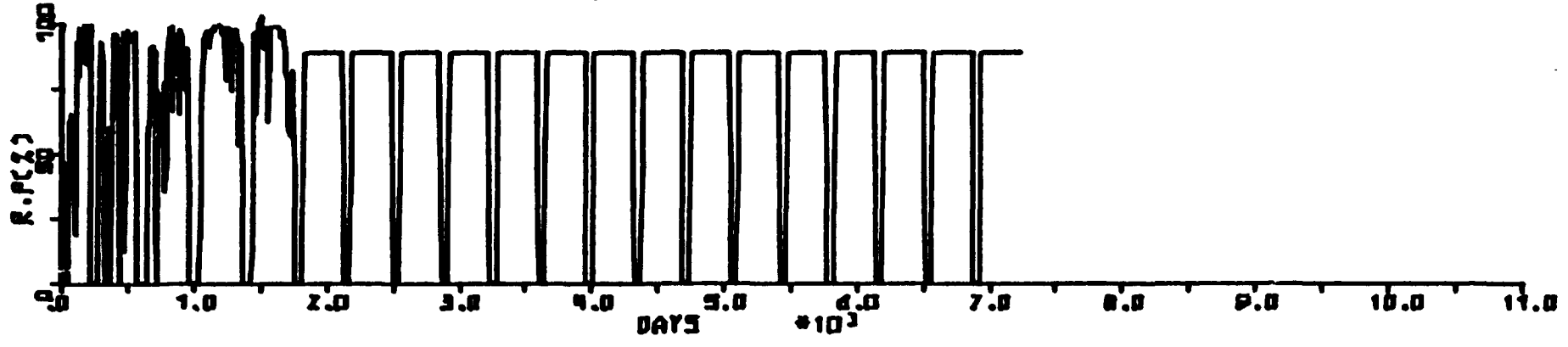
ZN



ZN 65

OUT-OF-CORE SURFACE ACTIVITY

DIAGRAM 45



80-06-04

OSKARSHAMN Z

ZN  $\rightarrow$  ZN 65

ION EXCHANGER ACTIVITY

DIAGRAM 46

