

OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY
COMMITTEE ON REACTOR PHYSICS

REACTOR SHIELDING BENCHMARK No.1
for a Sodium-cooled Fast Reactor

J.Y. BARRE (CEN, Cadarache)

∟An English translation of the Introduction
appears on page 14∟

Paris
June 1976

26.321

85260001

DEPARTEMENT DES REACTEURS A EAU
SECTION PHYSIQUE NEUTRONS RAPIDES

Cadarache, le 29 MARS 1976
REF/SPNR/76/350 JYB/MCB

- FILIERE A NEUTRONS RAPIDES -

DEFINITION D'UNE CONFIGURATION ETALON POUR LES
COMPARAISONS DES CALCULS DE PROTECTION

J.Y. BARRÉ

I - INTRODUCTION

La configuration choisie est représentative des protections utilisées pour la filière à neutrons rapides au niveau de puissance 3000 MWth. Il s'agit soit de milieux acier-sodium, soit de milieux de sodium pur. Un compromis entre les configurations de la protection radiale et de la protection axiale a été réalisé. Ce choix a été dicté par la priorité accordée, dans la comparaison, au problème de l'activation du sodium secondaire au niveau de l'échangeur intermédiaire, donc à la comparaison des atténuations dans des milieux acier-inox, sodium ou sodium pur.

Le coeur du réacteur considéré pour la définition de la source entrant dans les protections est représentatif d'une centrale de 3000 MWth : il s'agit d'un coeur à deux zones d'enrichissement, à combustible oxyde mixte UO₂-PuO₂, refroidi au sodium. Le rayon du coeur fissile est d'environ 180 cm. La couverture radiale est en oxyde d'uranium appauvri refroidi au sodium, son épaisseur est de l'ordre de 50 cm.

.../...

35260002

Le principal critère retenu pour la définition des caractéristiques de cette configuration étalon est la simplicité, tant pour la réalisation des calculs que pour l'analyse comparative des résultats obtenus dans les différents laboratoires.

Ainsi il est proposé d'utiliser pour les calculs des propagations de neutrons dans les milieux étudiés la source entrante définie à l'interface couverture-protection, de façon à séparer le problème de la couverture de celui de la propagation dans les protections. Cette source est entrée comme source de surface (donnée comme flux d'entrée dans le tableau 5).

La source choisie pour alimenter cette configuration de protection est déterminée à partir de deux calculs successifs:

a) calculs en diffusion d'un coeur complet comprenant deux zones d'enrichissement, la couverture radiale et une protection radiale limitée : définition de la distribution du taux de fission,

b) calcul en transport du spectre, de l'amplitude et de la distribution angulaire du flux de neutron en tous points coeur, couverture, protection radiale limitée, en particulier à l'interface couverture-protection.

.../...

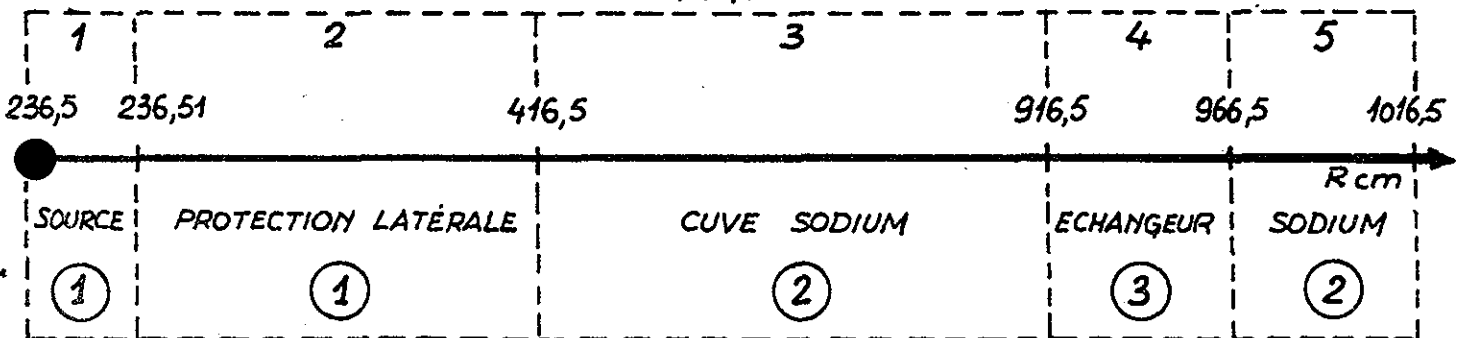
II - GEOMETRIE

La géométrie proposée pour le calcul de référence en géométrie sphérique, les épaisseurs des différents milieux et leurs repères de composition atomique sont définis dans le tableau 1 et sur la figure 1.

TABLEAU GEOMETRIE

ZONE	N°	RAYON INTER. CM	RAYON EXTER. CM	EPAISSEUR CM	COMPOSITION ATOMIQUE
Source d'entrée	1	236.5	236.51	0.01	①
Protection neutro- nique latérale	2	236.51	416.5	179.99	①
Cuve Sodium	3	416.5	916.5	500	②
Echangeur Sodium	4	916.5	966.5	50	③
	5	966.5	1016.5	50	②

FIG. 1



III - COMPOSITIONS

Les compositions sont données pour une température de 400°C en atomes par cm³ pour les différents milieux (tableau 2) Elles ont été simplifiées au maximum, tout en conservant suffisamment de représentativité, de façon à faciliter les calculs et les comparaisons des résultats.

La protection neutronique latérale comprend de l'acier inox* et du sodium en pourcentage volumique équivalent. Les milieux sodium sont supposés purs. L'échangeur est simulé par un milieu comprenant 15 % d'acier et 85 % de sodium en volume.

/ TABLEAU 2 /

COMPOSITIONS ATOMIQUES EN 10²⁴ ATOMES /CM³

MILIEU	SOURCE D'ENTREE ET PROTECTION NEUTRONIQUE LATÉRALE	CUVE SODIUM ET MILIEU SODIUM	ECHANGEUR
Repère de composition	①	②	③
% V/O Acier	53 %	0 %	15 %
% V/O Sodium	47 %	100 %	85 %
Atomes/cm ³ x 10 ²⁴			
Sodium	.01045	.02223	.01890
Fer	.03200	.0	.00906
Nickel	.00423	.0	.00120
Chrome	.00860	.0	.00243

* Acier inox standard : 70 - 18 - 12 v/o

IV - DECOUPAGE SPATIAL DE REFERENCE

Ce découpage de référence proposé dans le tableau 3 correspond à 216 intervalles, et à des pas d'environ 3 cm dans les milieux acier-sodium et de 4 cm dans le sodium.

Par rapport à ce découpage de référence, des tests de maillage peuvent être effectués par les laboratoires qui le désirent en particulier sur les zones n° 2, 3 et 4.

.../...

35260006

/ TABLEAU 3 /

DECOUPAGE SPATIAL DE REFERENCE

ZONE	NUMERO DE ZONE	NOMBRE TOTAL D'INTERVALLE PAR ZONE	NUMERO DES INTERVALLES	NOMBRE D'INTERVALLES	EPAISSEUR CM	RAYON CM
Source d'entrée	1	1	1	1	0.01	236.5 236.51
PROTECTION NEUTRONIQUE LATERALE	2	60	2 à 61	1 59	2.99 3.00	239.5 416.5
CUVE SODIUM	3	125	62 à 186	125	4.00	916.5
ECHANGEUR	4	17	187 à 203	1 16	2.00 3.00	918.5 966.5
SODIUM	5	13	204 à 216	1 12	2.00 4.00	968.5 1016.5

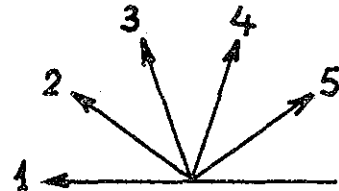
1
-
9

70000000

V - DECOUPAGE ANGULAIRE

Le découpage angulaire de référence et les poids recommandés (valeurs de Gauss) correspondent à l'approximation S4 soit en sphérique

	Poids (w)	Direction (μ)
1	0.	- 1.0
2	0.17343	- 0.86113
3	0.32657	- 0.33998
4	0.32657	0.33998
5	0.17343	0.86113



$$\sum w = 1 \quad \sum w\mu = 0$$

Pour la source, seules les directions avant (4 et 5) sont utilisées.

VI - DECOUPAGE ENERGETIQUE DE LA SOURCE

Les flux angulaires par groupe ($\phi(u)\Delta u$) correspondant à la source pour les directions 4 et 5, dans la zone source, sont donnés dans un découpage multigroupe à 100 groupes (tableau 5).

Les bornes en énergie de ce découpage sont données dans le tableau 4 :

- Groupe 1 à 49 intervalle en lethargie : 0.1
- Groupe 50 à 99 intervalle en lethargie : 0.25
- Groupe 100 : groupe thermique

Cette description énergétique est suffisamment fine pour que les différents utilisateurs puissent adapter la distribution de source à leur propre découpage énergétique.

.../...

VII - ANISOTROPIE DU CHOC

La solution de référence recommandée correspond à l'approximation P1.

Par rapport à cette solution de référence, des tests d'anisotropie d'ordre plus élevé pourront être effectués par les laboratoires qui le désirent.

VIII-- CONDITIONS AUX LIMITES

Vide (flux entrant nul) à droite et à gauche.

IX - PARAMETRES ETUDIES : CAS DE REFERENCE

Il s'agit essentiellement des distributions spatiales de taux de réaction intéressant l'activation du sodium secondaire, l'activation des structures ou les dommages. Il est recommandé de présenter les résultats sous forme de tableaux et de graphiques, en attachant une importance particulière :

- à la zone des protections acier-sodium (intervalles 2 à 61)
- à la zone de l'échangeur (intervalle 187 à 203)
- à trois intervalles dans la cuve de sodium (intervalles 62, 124 et 186).

9/1. Distribution spatiale du flux scalaire total
 $\bar{\phi}$ (r)

9/2. Distribution spatiale du flux thermique équivalent défini par la relation :

$$\phi_{t.e.}(r) = \int_0^{\infty} \frac{E_0^{1/2}}{E^{1/2}} \phi(E,r) dE$$

avec $E_0 = 0.025$ ev supposée valeur moyenne du groupe thermique
 E énergie correspondant à la léthargie moyenne du groupe.

9/3. Dommages

i) Distribution spatiale du flux scalaire supérieur à 111 Kev.

ii) Distribution spatiale du taux de déplacement par atome (\bar{T}_{dpa}) pour le Fer et distribution spatiale de la valeur moyenne de la fonction de dommage (\bar{f}_{dpa}) utilisée pour le Fer :

$$\bar{f}_{d.p.a.}(r) = \frac{\int_0^{\infty} f_{d.p.a.}(E) \phi(E,r) dE}{\bar{\phi}(r)} = \frac{\bar{T}_{d.p.a.}(r)}{\bar{\phi}(r)}$$

9/4. Activation du sodium secondaire

i) Distribution spatiale du taux de capture sodium pour un atome :

$$\bar{T}_{Na}(r) = \int_0^{\infty} \sigma_{n,\gamma}^{Na}(E) \phi(E,r) dE$$

ii) Distribution spatiale de la section moyenne de capture Na utilisée en barn :

$$\bar{\sigma}_{Na}[(n,\gamma),r] = \frac{\bar{T}_{Na}(r)}{\bar{\phi}(r)}$$

.../...

9/5. Démarrage - Fonctionnement

Distribution spatiale du taux de fission U235 pour un atome et de la section moyenne de fission U235 (en barn) utilisée (voir § 9/4.)

9/6. Activation des structures

Distribution spatiale du taux de capture Co 59 pour un atome et de la section moyenne de capture Co 59 (en barn) utilisée (voir § 9/4.)

La solution de référence ne comprend pas d'études gamma. En dehors des paramètres étudiés dans la solution de référence, les laboratoires participant à la comparaison peuvent présenter les résultats calculés concernant d'autres paramètres que ceux retenus.

TABLEAU 4 - 1 Structure multigroupe de la bibliothèque

Groupe	Energie		Léthargie	
1	1.3499E 07 à	1.4918E 07	-0.400 à	-0.300
2	1.2214E 07	1.3499E 07	-0.300	-0.200
3	1.1052E 07	1.2214E 07	-0.200	-0.100
4	1.0000E 07	1.1052E 07	-0.100	0.000
5	9.0484E 06	1.0000E 07	0.000	0.100
6	8.1873E 06	9.0484E 06	0.100	0.200
7	7.4082E 06	8.1873E 06	0.200	0.300
8	6.7032E 06	7.4082E 06	0.300	0.400
9	6.0653E 06	6.7032E 06	0.400	0.500
10	5.4881E 06	6.0653E 06	0.500	0.600
11	4.9659E 06	5.4881E 06	0.600	0.700
12	4.4933E 06	4.9659E 06	0.700	0.800
13	4.0657E 06	4.4933E 06	0.800	0.900
14	3.6788E 06	4.0657E 06	0.900	1.000
15	3.3287E 06	3.6788E 06	1.000	1.100
16	3.0119E 06	3.3287E 06	1.100	1.200
17	2.7253E 06	3.0119E 06	1.200	1.300
18	2.4660E 06	2.7253E 06	1.300	1.400
19	2.2313E 06	2.4660E 06	1.400	1.500
20	2.0190E 06	2.2313E 06	1.500	1.600
21	1.8268E 06	2.0190E 06	1.600	1.700
22	1.6530E 06	1.8268E 06	1.700	1.800
23	1.4957E 06	1.6530E 06	1.800	1.900
24	1.3534E 06	1.4957E 06	1.900	2.000
25	1.2246E 06	1.3534E 06	2.000	2.100
26	1.1080E 06	1.2246E 06	2.100	2.200
27	1.0026E 06	1.1080E 06	2.200	2.300
28	9.0718E 05	1.0026E 06	2.300	2.400
29	8.2085E 05	9.0718E 05	2.400	2.500
30	7.4274E 05	8.2085E 05	2.500	2.600
31	6.7206E 05	7.4274E 05	2.600	2.700
32	6.0810E 05	6.7206E 05	2.700	2.800
33	5.5023E 05	6.0810E 05	2.800	2.900
34	4.9787E 05	5.5023E 05	2.900	3.000
35	4.5049E 05	4.9787E 05	3.000	3.100
36	4.0762E 05	4.5049E 05	3.100	3.200
37	3.6883E 05	4.0762E 05	3.200	3.300
38	3.3373E 05	3.6883E 05	3.300	3.400
39	3.0197E 05	3.3373E 05	3.400	3.500
40	2.7324E 05	3.0197E 05	3.500	3.600
41	2.4724E 05	2.7324E 05	3.600	3.700
42	2.2371E 05	2.4724E 05	3.700	3.800
43	2.0242E 05	2.2371E 05	3.800	3.900
44	1.8316E 05	2.0242E 05	3.900	4.000
45	1.6573E 05	1.8316E 05	4.000	4.100
46	1.4996E 05	1.6573E 05	4.100	4.200
47	1.3569E 05	1.4996E 05	4.200	4.300
48	1.2277E 05	1.3569E 05	4.300	4.400
49	1.1109E 05	1.2277E 05	4.400	4.500
50	8.6517E 04	1.1109E 05	4.500	4.750

TABLEAU 4 - 1 (suite)

Groupe	Energie		Léthargie	
51	6.7379E 04	8.6617E 04	4.750	5.000
52	5.2475E 04	6.7379E 04	5.000	5.250
53	4.0868E 04	5.2475E 04	5.250	5.500
54	3.1828E 04	4.0868E 04	5.500	5.750
55	2.4788E 04	3.1828E 04	5.750	6.000
56	1.9305E 04	2.4788E 04	6.000	6.250
57	1.5034E 04	1.9305E 04	6.250	6.500
58	1.1709E 04	1.5034E 04	6.500	6.750
59	9.1188E 03	1.1709E 04	6.750	7.000
60	7.1017E 03	9.1188E 03	7.000	7.250
61	5.5308E 03	7.1017E 03	7.250	7.500
62	4.3074E 03	5.5308E 03	7.500	7.750
63	3.3546E 03	4.3074E 03	7.750	8.000
64	2.6126E 03	3.3546E 03	8.000	8.250
65	2.0347E 03	2.6126E 03	8.250	8.500
66	1.5846E 03	2.0347E 03	8.500	8.750
67	1.2341E 03	1.5846E 03	8.750	9.000
68	9.6112E 02	1.2341E 03	9.000	9.250
69	7.4852E 02	9.6112E 02	9.250	9.500
70	5.8295E 02	7.4852E 02	9.500	9.750
71	4.5400E 02	5.8295E 02	9.750	10.000
72	3.5357E 02	4.5400E 02	10.000	10.250
73	2.7536E 02	3.5357E 02	10.250	10.500
74	2.1445E 02	2.7536E 02	10.500	10.750
75	1.6702E 02	2.1445E 02	10.750	11.000
76	1.3007E 02	1.6702E 02	11.000	11.250
77	1.0130E 02	1.3007E 02	11.250	11.500
78	7.8893E 01	1.0130E 02	11.500	11.750
79	6.1442E 01	7.8893E 01	11.750	12.000
80	4.7851E 01	6.1442E 01	12.000	12.250
81	3.7267E 01	4.7851E 01	12.250	12.500
82	2.9023E 01	3.7267E 01	12.500	12.750
83	2.2603E 01	2.9023E 01	12.750	13.000
84	1.7603E 01	2.2603E 01	13.000	13.250
85	1.3710E 01	1.7603E 01	13.250	13.500
86	1.0677E 01	1.3710E 01	13.500	13.750
87	8.3153E 00	1.0677E 01	13.750	14.000
88	6.4760E 00	8.3153E 00	14.000	14.250
89	5.0435E 00	6.4760E 00	14.250	14.500
90	3.9279E 00	5.0435E 00	14.500	14.750
91	3.0590E 00	3.9279E 00	14.750	15.000
92	2.3824E 00	3.0590E 00	15.000	15.250
93	1.8554E 00	2.3824E 00	15.250	15.500
94	1.4450E 00	1.8554E 00	15.500	15.750
95	1.1254E 00	1.4450E 00	15.750	16.000
96	8.7642E-01	1.1254E 00	16.000	16.250
97	6.8256E-01	8.7642E-01	16.250	16.500
98	5.3158E-01	6.8256E-01	16.500	16.750
99	4.1399E-01	5.3158E-01	16.750	17.000
100	E < 4.1399 ev 10 ⁻¹		u > 17.00	

TABLEAU 5 / SOURCE BENCHMARK FAST REACTOR 100 GROUPES

GRUPE N°	Ø 4	Ø 5	GRUPE N°	Ø 4	Ø 5
1	6.02524E07	1.16455E08	51	3.27689E12	3.89985E12
2	1.81727E08	3.51990E08	52	2.34726E12	2.79517E12
3	4.07211E08	7.51581E08	53	3.46194E12	4.01920E12
4	9.42370E08	1.76532E09	54	3.26389E12	3.74138E12
5	1.95173E09	3.64581E09	55	3.84814E12	4.34952E12
6	3.52238E09	6.43302E09	56	3.92430E12	4.43632E12
7	6.27127E09	1.14291E10	57	2.52851E12	2.85231E12
8	9.84427E09	1.74876E10	58	2.76140E12	3.06357E12
9	1.58784E10	2.83262E10	59	2.69055E12	2.97763E12
10	2.08818E10	3.54176E10	60	1.87633E12	2.06323E12
11	3.05881E10	5.24689E10	61	1.86242E12	2.01816E12
12	3.57854E10	5.98338E10	62	1.60780E12	1.71431E12
13	4.37794E10	7.05188E10	63	9.22607E11	9.74144E11
14	4.27307E10	6.45248E10	64	2.26337E11	2.34324E11
15	5.09825E10	7.65331E10	65	1.15389E12	1.19836E12
16	7.42581E10	1.18207E11	66	1.57888E12	1.58885E12
17	9.74418E10	1.62256E11	67	1.43406E12	1.41425E12
18	1.08859E11	1.77281E11	68	1.17007E12	1.15522E12
19	1.31778E11	2.23070E11	69	9.04616E11	8.73724E11
20	1.12294E11	1.74944E11	70	7.21524E11	6.83682E11
21	1.06088E11	1.57696E11	71	5.61813E11	5.22831E11
22	1.19919E11	1.79623E11	72	3.85968E11	3.74122E11
23	1.22713E11	1.81647E11	73	2.63066E11	2.43071E11
24	1.43676E11	2.07934E11	74	2.07377E11	1.17088E11
25	1.38604E11	1.87958E11	75	1.50525E11	1.29409E11
26	1.68639E11	2.37597E11	76	1.43630E11	1.12082E11
27	1.21492E11	1.52654E11	77	3.99921E10	3.52126E10
28	1.37396E11	1.71895E11	78	8.70758E10	6.62790E10
29	2.31932E11	3.22627E11	79	2.03617E10	2.35345E10
30	3.17939E11	4.44127E11	80	5.84330E10	4.34617E10
31	3.58870E11	5.01424E11	81	6.25251E10	5.00696E10
32	4.61146E11	6.51131E11	82	8.45539E09	8.03410E09
33	5.45901E11	7.51695E11	83	3.26659E10	2.31489E10
34	6.05226E11	8.02229E11	84	1.89189E09	2.69312E09
35	4.10883E11	4.80779E11	85	2.17767E10	1.53705E10
36	3.35203E11	3.73898E11	86	3.09199E10	2.41200E10
37	4.14334E11	4.92325E11	87	3.41943E10	2.77381E10
38	6.16085E11	7.59701E11	88	5.53856E08	7.22851E08
39	6.74255E11	8.40370E11	89	4.99411E09	4.42753E09
40	7.75847E11	9.79478E11	90	1.45122E10	1.09316E10
41	7.73701E11	9.72687E11	91	1.68612E10	1.35243E10
42	8.05348E11	1.00328E12	92	1.70436E10	1.41838E10
43	7.97731E11	9.89313E11	93	1.59551E10	1.36263E10
44	9.60821E11	1.19913E12	94	1.42725E10	1.24249E10
45	8.96930E11	1.10327E12	95	1.20954E10	1.06816E10
46	9.01712E11	1.09034E12	96	9.80882E09	8.75242E09
47	1.07587E12	1.30499E12	97	7.67665E09	6.90758E09
48	1.07842E12	1.31151E12	98	5.62878E09	5.09055E09
49	1.09122E12	1.31719E12	99	3.58773E09	3.22692E09
50	2.90643E12	3.42072E12	100	2.17189E09	1.96910E09

DEFINITION OF A BENCHMARK CONFIGURATION FOR THE
INTERCOMPARISON OF FAST REACTOR SHIELDING CALCULATIONS

INTRODUCTION (Translation of pages 1 and 2)

The configuration chosen is representative of the shielding used in fast reactors developing some 3000 MW thermal, and is applicable either in a steel-sodium environment or to sodium alone. A compromise is made between the radial and axial shielding configurations. The choice was dictated by the allocation of first priority in the comparison to the problem of secondary sodium activation in the intermediate heat exchanger, and thus to comparing the attenuations in a stainless steel/sodium, and a pure sodium environment.

The core of the reactor considered in defining the source input to the shielding configuration is a representative one for a 3000 MWth station: the core contains two enrichment zones, uses mixed oxide fuel $UO_2 - PuO_2$; and is sodium-cooled. The radius of the fissile core is approximately 180 cm, and the radial blanket is in depleted uranium oxide with a thickness of approximately 50 cm.

The chief criterion adopted in defining the characteristics of this benchmark configuration is simplicity, both in calculation and in the comparative analysis of results from different laboratories.

We therefore propose that the input source used in calculating the neutron propagation in the environment under consideration should be defined at the blanket-shielding interface, in order to distinguish the problem of the blanket from that of propagation in the shielding. This source enters the calculations as a surface source (taken as input flux in table 5).

The source chosen as input to this shielding configuration is determined in two successive calculations:

- a. Diffusion calculations in a full core consisting of two enrichment zones, the radial blanket and a limited radial shielding zone. This defines the distribution of the fission rate.
- b. Transport calculations for the spectrum, amplitude and angular distribution of the neutron flux at all points of the core, blanket and limited radial shielding, in particular at the blanket-shielding interface.