

UNIVERSIDAD DEL PAÍS VASCO / EUSKAL HERRIKO UNIBERTSITATEA

ESCUELA DE INGENIERÍA DE BILBAO / BILBOKO INGENIARITZA ESKOLA

DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA / ENERGIA INGENIARITZA SAILA



Universidad
del País Vasco

Euskal Herriko
Unibertsitatea

TESIS DOCTORAL

OPTIMIZACIÓN DEL CÁLCULO DE BLINDAJES EN REACTORES MÓVILES MEDIANTE LA DETERMINACIÓN DE LA CONTRIBUCIÓN DE LOS PARÁMETROS DE INFLUENCIA

D. Antonio César Hueso Ordóñez

Director de Tesis: Dr. D. Fernando Legarda Ibáñez

Bilbao, 2022

ÍNDICE DE CONTENIDOS

1. INTRODUCCIÓN.....	20
1.1. El uso de reactores móviles.....	20
1.2. Perspectivas para 2018-2030.....	24
1.2.1. El número de países con flota nuclear crecerá.....	24
1.2.2. El número de buques nucleares en la flota mundial aumentará en 17-20 buques, hasta un total de 192-195 buques, para 2030.....	24
1.2.3. Otras opciones no nucleares.....	28
1.2.4. El "submarino de ataque" como plataforma polivalente.....	28
1.2.5. Sistemas no tripulados.....	28
1.2.6. Perspectivas de nuevas aplicaciones comerciales de propulsión marina nuclear.....	29
1.2.7. El Ártico.....	30
1.2.8. La descontaminación y el procesamiento final.....	31
1.3. Opciones de mejora.....	31
1.3.1. Protección Radiológica.....	33
2. ESCENARIO DE LA INVESTIGACIÓN.....	36
2.1. Inventario de reactores móviles.....	37
2.1.1. Savannah.....	39
2.1.2. Reactor del Savannah.....	41
2.1.3. Otto Hahn.....	43
2.1.4. Reactor del Otto Hahn.....	43
2.1.5. Mutsu.....	44
2.1.6. Reactor del Mutsu.....	45
2.1.7. Other reactor designs.....	48
2.2. Operación de reactores navales.....	69
3. OBJETIVO Y ALCANCE.....	73
3.1. Blindaje primario.....	74
3.2. Blindaje secundario.....	75
4. CÓDIGOS, ESTÁNDARES, DOCUMENTOS Y REGULACIONES APLICABLES.....	76
4.1. Documentos aplicables.....	76
4.2. Estándares y Regulaciones aplicables.....	76
5. BLINDAJE: METODOLOGÍA Y DESARROLLO DEL PROCESO.....	78
5.1. Introducción.....	78
5.2. Blindaje primario.....	79
5.2.1. Requisitos funcionales del blindaje primario.....	80
5.3. Blindaje secundario.....	80

5.3.1. Requisitos funcionales del blindaje secundario.....	82
5.4. Blindaje indirecto.....	84
5.5. Fuentes de radiación	84
5.5.1. Fuentes de neutrones y rayos gamma.....	85
5.5.2. Materiales de blindaje.....	91
5.6. Construcción del modelo de transporte	98
5.6.1. Metodología de simplificación geométrica	98
5.7. Librería de datos nucleares para cálculos de transporte de neutrones-fotones	99
5.8. Definición de escenarios.....	99
5.8.1. Operación normal	100
5.9. Coeficientes de conversión de Fluencia a Dosis Efectiva	102
5.9.1. Fotones.....	103
5.9.2. Neutrones	104
5.10. Importancia del tipo de radiación.....	105
6. CÁLCULO DEL TRANSPORTE DE RADIACIÓN.....	106
6.1. Geometría del modelo	107
6.2. Materiales del reactor y blindajes	122
6.2.1. Agua de refrigeración	122
6.2.2. Agua de blindaje	122
6.2.3. SA-240-321.....	122
6.2.4. Aire	123
6.2.5. SS AISI 348L *.....	123
6.2.6. SA-240-347.....	123
6.2.7. SA-965-F347 (Barrilete)	123
6.2.8. 10.2.8. SA 508 Grado 3 Clase 1	123
6.2.9. SA-240-304.....	123
6.2.10. SA-312 TP 304L	124
6.2.11. SA-516-G70	124
6.2.12. Plomo.....	124
6.2.13. Boral.....	124
6.2.14. Hormigón	124
6.2.15. Polietileno borado	125
6.2.16. SA-965-F347 (Boquillas de instrumentación / varillas de control)..	125
6.2.17. Inconel 600	125
6.2.18. Homogeneización Inconel-Air (10/90)	125
6.2.19. Homogeneización Inconel-Air (50/50)	125
6.2.20. Homogeneización por nodos del núcleo del reactor	126
6.2.1. SA-965-F347 Presionador.....	126
6.2.2. SA-336M-F304 Desionizador	127

6.2.3.	SB 575 N06022 Bombas del sistema primario.....	127
6.2.4.	ASS 316 Bombas, intercambiadores de calor, etc.....	127
6.2.5.	SA-182-F316L Válvulas.....	127
6.2.6.	AISI 304L Tanques.....	127
6.2.7.	SS-HY-100 Perfiles y componentes estructurales	127
6.2.1.	Diesel.....	127
6.2.2.	Homogeneización Inconel-Agua (31/69).....	128
6.3.	Temperaturas.....	128
6.4.	Coeficientes de conversión de fluencia a dosis.....	129
6.4.1.	Fotones.....	129
6.4.2.	Neutrones	130
6.5.	Términos fuente	131
6.5.1.	Fuentes de neutrones.....	131
6.5.2.	Fuentes de fotones.....	133
6.6.	Magnitudes calculadas	148
6.6.1.	Dosis por neutrones	148
6.6.2.	Dosis por fotones.....	151
6.7.	Reducción de varianza	151
6.8.	Librerías de Datos Nucleares	156
6.8.1.	Librería de secciones eficaces fotonucleares	157
6.8.2.	Librerías de dispersión térmica de neutrones	157
7.	OPTIMIZACIÓN.....	158
7.1.	Contexto.....	158
7.2.	Base del algoritmo	158
7.3.	Desarrollo propietario.....	162
8.	RESULTADOS DEL TRANSPORTE DE RADIACIÓN.....	167
8.1.	NOS-01	167
8.1.1.	Simulación	167
8.1.2.	Resultados de dosis por neutrones.....	168
8.1.3.	Resultados de dosis por radiación gamma	176
8.2.	NOS-01B.....	191
8.2.1.	Simulación	191
8.2.2.	Resultados de dosis por neutrones.....	191
8.3.	NOS-02	203
8.3.1.	Simulación	203
8.3.2.	Resultados de dosis fotónica.....	204
8.4.	NOS-03	216
8.4.1.	Simulación	216
8.4.2.	Resultados de dosis por fotones	217

9.	CONCLUSIONES	227
10.	REFERENCIAS	230
A1	COMPOSICIONES ISOTÓPICAS DE LOS MATERIALES	239
	A1.1 Agua del Circuito Primario	239
	A1.2 Agua de Blindaje	239
	A1.3 SA-240-321 (Aislamiento térmico).....	240
	A1.4 Aire.....	241
	A1.5 SS AISI 348L* (Toberas)	242
	A1.6 SA-240-347 (Envuelta)	243
	A1.7 SA-965-F347 (Barrilete).....	244
	A1.8 SA-508 Grade 3 Class 1 (Vasija).....	245
	A1.9 SA-240-304 (Chapas).....	247
	A1.10 SA-312 TP 304L (Tubos).....	248
	A1.11 SA-516-G70 (Blindaje Primario)	249
	A1.12 Plomo.....	249
	A1.13 Boral.....	250
	A1.14 Hormigón	251
	A1.15 Polietileno Borado.....	252
	A1.16 Carburo de Boro	252
	A1.17 SA-965-F347 (Toberas de instrumentación/barras de control)	253
	A1.18 Inconel 600	254
	A1.19 Inconel 600 (10 %) Aire (90 %).....	255
	A1.20 Inconel 600 (50 %) Aire (50 %).....	255
	A1.21 Homogeneización Nodo Núcleo del Reactor.....	256
	A1.22 SA-965-F347 (Presionador).....	285
	A1.23 SA-336M-F304 (Desionizador)	286
	A1.24 SB 575 N06022 (Bombas del Primario).....	287
	A1.25 ASS 316 (Intercambiadores de calor, bombas, etc.).....	289
	A1.26 SA-182-F316L (Válvulas de Aislamiento).....	290
	A1.27 AISI 304L (Tanques).....	291
	A1.28 SS-HY-100 (Perfiles y componentes estructurales).....	292
	A1.29 Diesel	294
	A1.30 Inconel 600 (31 %) Agua (69%).....	294
A2	GEOMETRÍA SERPENT	297
A3	ESPECTRO FOTÓNICO DEL NÚCLEO DEL REACTOR	302
	A3.1 Lista de isótopos que constituyen el espectro.	302
A4	GEOMETRÍA SUPERMC	304
A5	MCNP INPUT CASO CILINDRO	310

**A6 Extracto de la norma ANSI/ANS 18.01 2016 - Radioactive Source Term
for Normal Operation of Light Water Reactors 337**

LISTA DE TABLAS

Tabla 1-1: Factores de ponderación de la radiación.....	19
Tabla 1-2: Factor de ponderación de los tejidos.....	19
Tabla 5-1: Propiedades físicas de materiales de blindaje.....	96
Tabla 5-2: Propiedades físicas de materiales de blindaje neutrónico.....	96
Tabla 5-3: Contribuciones consideradas.....	100
Tabla 6-1: Volumen de diferentes materiales para homogeneizaciones por nodos del núcleo del reactor (1/2).....	126
Tabla 6-2: Volumen de diferentes materiales para homogeneizaciones por nodos del núcleo del reactor (2/2).....	126
Tabla 6-3: Temperaturas para cada una de las regiones de materiales para el modelo de código de Monte Carlo.....	129
Tabla 6-4: Factores de conversión para fotones.....	130
Tabla 6-5: Factores de conversión para fotones neutrones.....	131
Tabla 6-6: Distribución de probabilidad del espectro de fisión para el núcleo del reactor..	132
Tabla 6-7: Intensidad de neutrones para NOS-01B.....	133
Tabla 6-8: Energías y probabilidades de emisión ¹⁷ N.....	133
Tabla 6-9: Principales productos de activación del agua e impurezas en el refrigerante del reactor.....	136
Tabla 6-10: Productos de fisión [μCi/kg] en el refrigerante del reactor.....	137
Tabla 6-11: Principales productos de corrosión activados en el sistema primario del reactor.....	138
Tabla 6-12: Reactor water NAVAL I parameters.....	139
Tabla 6-13: Refrigerante del secundario y vapor NAVAL I.....	139
Tabla 6-14: Concentración de Productos de Fisión Halógenos en el refrigerante.....	140
Tabla 6-15: Concentración de Halógenos Class 2 en el refrigerante.....	141
Tabla 6-16: Materiales del circuito primario (78).....	142
Tabla 6-17: Formación inicial de productos de corrosión (78).....	142
Tabla 6-18: Energías discretas e intensidades para ⁶⁰ Co.....	143
Tabla 6-19: Espectro fotónico para NOS-02 para cada caso de potencia.....	143
Tabla 6-20: Grupos energéticos del espectro fotónico.....	144
Tabla 6-21: Intensidad de fotones en el agua del primario NOS-02.....	145
Tabla 6-22: Intensidad fotónica en el presionador NOS-02.....	145
Tabla 6-23: Intensidad fotónica en el desionizador NOS-02.....	145
Tabla 6-24: Intensidad fotónica total en el primario NOS-02.....	146
Tabla 6-25: Probabilidad de distribución NOS-03A para cada caso de potencia.....	146
Tabla 6-26: Intensidad de fotones NOS-03A.....	147
Tabla 6-27: Características de la Malla de neutrones.....	148

Tabla 6-28: Intensidad de neutrones NOS-01.	148
Tabla 6-29: Grupos energéticos Dosis de neutrones NOS-01.	148
Tabla 6-30: Intensidad de neutrones NOS-01B.	149
Tabla 6-31: Energías discretas de la malla de neutrones NOS-01B.	149
Tabla 8-1: Parámetros de simulación para NOS-01 Neutrones.	167
Tabla 8-2: Parámetros de simulación para NOS-01 Fotones.	167
Tabla 8-3: Parámetros de simulación NOS-01B.	191
Tabla 8-4: Parámetros de simulación del NOS-02.	204
Tabla 8-5: Parámetros de simulación del NOS-03.	216

LISTA DE FIGURAS

Figura 1-1: Programas de propulsión marina.	21
Figura 1-2: Flotas nucleares mundiales.	21
Figura 1-3: Diagrama básico de funcionamiento de una planta de propulsión PWR (4).	22
Figura 1-4: Calor transferido en un ciclo de Rankine (5).	24
Figura 1-5: Comparación entre el intercambiador de calor de carcasa y placas (arriba) y el intercambiador de calor de carcasa y tubo (abajo) con la misma carga térmica.	32
Figura 1-6: Conversión de los reactores navales de combustible HEU a LEU.	33
Figura 1-7: Exposición a la radiación (13).	35
Figura 2-1: Flota Nuclear Estados Unidos (med-2018).	37
Figura 2-2 Buques nucleares civiles de Estados Unidos.	38
Figura 2-3: Flota Soviética / Rusa.	38
Figura 2-4: Buques rusos de superficie.	39
Figura 2-5: NS Savannah.	40
Figura 2-6: Reactor del NS Savannah.	41
Figura 2-7: Sistema primario del NS Savannah.	42
Figura 2-8: Planta de propulsión del NS Savannah.	42
Figura 2-9: Otto Hahn.	43
Figura 2-10: Sección vertical del Reactor Otto Hahn.	44
Figura 2-11: Mutsu.	45
Figura 2-12: Reactor del Mutsu.	46
Figura 2-13: Sistema primario del Mutsu.	46
Figura 2-14: Modificaciones del blindaje del Mutsu (18).	47
Figura 2-15: CNNC ACP100, 385 MWt (19).	48
Figura 2-16: CGN ACPR50S, 200 MWt.	49
Figura 2-17: B&W Consolidated Nuclear Steam Generator I, 38 MWt.	50

Figura 2-18: B&W Consolidated Nuclear Steam Generator II, 184 MWt.	51
Figura 2-19: B&W Consolidated Nuclear Steam Generator III, 365 MWt (21).	52
Figura 2-20: Combustion Engineering indirect cycle marine PWR, 80 MWt.	53
Figura 2-21: Combustion Engineering UNified MODular (UNIMOD) marine PWR, 80 MWt (22).	54
Figura 2-22: United Nuclear, 63 / 187 MWt (23).	55
Figura 2-23: General Electric 630A Nuclear Steam Generator, 66 MWt (25).	56
Figura 2-24: General Atomics Gas-Cooled Reactor (MGCR), 74 MWt.	57
Figura 2-25: Westinghouse Gas-Cooled Light-Weight Nuclear Propulsion (LWNP). (26)....	58
Figura 2-26: OK-150 loop-type PWR, 90 MWt (27)	59
Figura 2-27: OK-900 modular PWR, 159 MWt.	60
Figura 2-28: KLT-40 modular PWR, 135-171 MWt.	61
Figura 2-29: RITM-200 integral PWR, 175 MWt	62
Figura 2-30: Arktika icebreaker with 2 RITM-200 integral PWR	62
Figura 2-31: K15 Integral Primary System, 150 MWt (29).	63
Figura 2-32: MRX (Marine Reactor X), 100 MWt (30).	64
Figura 2-33: DRX (Deep-sea Reactor X), 750 kWt	65
Figura 2-34: RENAP-11 internos, 48 MWt (32).	66
Figura 2-35: 2131-R Naval PWR, 48 MWt (32).	66
Figura 2-36: Resumen de reactores nucleares navales	72
Figura 5-1: Ejemplo de blindaje primario (44).	79
Figura 5-2: Resumen de contribuciones en reactores nucleares navales	91
Figura 5-3: Geometrías de irradiación en modelos antropomórficos. AP, antero-posterior; PA, postero-anterior; LAT, lateral; ROT, rotacional; ISO, isótropa.	103
Figura 5-4: ICRP-74 & ICRP-119 Perfiles de irradiación gamma.	104
Figura 5-5: ICRP-74 & ICRP-119 Perfiles de irradiación neutrónica.	104
Figura 6-1: Base del modelado a escala del reactor (50) (63).	108
Figura 6-2: Base de detalles del diseño (50) (63).	108
Figura 6-3: Base de detalles del diseño de elemento combustible 17x17 (60).	110
Figura 6-4: Base de detalles del diseño (vasija) (60).	110
Figura 6-5: Base de detalles del diseño (Internos) (60).	111
Figura 6-6: Base de detalles del diseño (Compartimento del reactor) (60).	112
Figura 6-7: Base de detalles del diseño (Generadores de vapor, desionizador, acumulador, intercambiador y bomba de refrigeración) (60).	112
Figura 6-8: Base de detalles del diseño (Sistema primario) (60).	113
Figura 6-9: Base de detalles del diseño (ESC dentro de contención) (64).	113
Figura 6-10: Modelo "Esfera".	115
Figura 6-11: Modelo "Cilindro".	115

Figura 6-12: Modelo Vasija.	116
Figura 6-13: Modelo Blindaje Primario I.	116
Figura 6-14: Modelo Blindaje Primario II.	117
Figura 6-15: Modelo Blindaje Primario III.	117
Figura 6-16: Modelo Blindaje Primario IV.	118
Figura 6-17: Modelo Blindaje Primario V.	118
Figura 6-18: Modelo Blindaje Primario VI.	119
Figura 6-19: Modelo Blindaje Primario y Equipos Principales.	120
Figura 6-20: Modelo Blindaje Primario, Equipos Principales y Sistema Primario.	120
Figura 6-21: Modelo NAVAL I.	121
Figura 6-22: Homogeneización.	121
Figura 6-23: Esquema de decaimiento ⁶⁰ Co.	143
Figura 6-24: Primary cooling water.	145
Figura 6-25: Malla correspondiente al blindaje secundario.	150
Figura 6-26: Representación de la malla de neutrones.	150
Figura 6-27: Ventana de importancias ADVANTAG.	155
Figura 6-28: Ventana de importancias ADVANTAG (detalle).	156
Figura 7-1: Interacciones de neutrones y gamma en un blindaje multicapa (95).	160
Figura 7-2: Diagrama de flujo de un algoritmo genético.	161
Figura 7-3: Esquema proceso selección población (96).	162
Figura 7-4: Esquema en estudio.	162
Figura 7-5: Resultados iniciales (98).	163
Figura 7-6: Capturas algoritmo de optimización I.	164
Figura 7-7: Capturas algoritmo de optimización II.	164
Figura 7-8: Modelo de capas del blindaje de NAVAL I.	165
Figura 7-9: Modelo de capas del blindaje. Celdas y superficies. Anexo V.	166
Figura 7-10: Modelo de capas del blindaje de NAVAL I.	166
Figura 8-1: Mapa de dosis neutrones.	168
Figura 8-2: Dosis de neutrones [μ Sv/h]. YZ Plano. ECCS. NOS-01.	169
Figura 8-3: Dosis de neutrones error relativo <0,022 [-]. YZ Plano. ECCS. NOS-01.	169
Figura 8-4: Dosis de neutrones [μ Sv/h]. XZ Plano, Y=0. NOS-01.	170
Figura 8-5: Dosis de neutrones error relativo <0,044 [-]. XZ Plano, Y=0. NOS-01.	170
Figura 8-6: Dosis de neutrones [μ Sv/h]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01.	171
Figura 8-7: Dosis de neutrones error relativo <0,090 [-]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01.	172
Figura 8-8: Dosis de neutrones [μ Sv/h]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01.	173
Figura 8-9: Dosis de neutrones error relativo [-]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01.	174
Figura 8-10: Dosis de neutrones [μ Sv/h]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01.	175

Figura 8-11: Dosis de neutrones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01.....	176
Figura 8-12: Dos capas de Plomo y una de agua.....	177
Figura 8-13: Modelo simplificado.	178
Figura 8-14: Mapa de dosis gamma.	179
Figura 8-15: Mapa de dosis gamma.	180
Figura 8-16: Mapa de dosis gamma modelo "Sumergido".....	181
Figura 8-17: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano. ECCS. NOS-01.....	182
Figura 8-18: Dosis de fotones error relativo <0,11 [-]. YZ Plano. ECCS. NOS-01.	182
Figura 8-19: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano Y=0. Cross Section. NOS-01.....	183
Figura 8-20: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. Detail dose restriction at the corridor. NOS-01.	184
Figura 8-21: Dosis de fotones error relativo <0,1 [-]. XZ Plano, Y=0. NOS-01.....	184
Figura 8-22: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01.	185
Figura 8-23: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. Detail dose restriction at the corridor. NOS-01.....	186
Figura 8-24: Dosis de fotones error relativo <0,15 [-]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01.....	186
Figura 8-25: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01.	187
Figura 8-26: Dosis de fotones error [-]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01.....	188
Figura 8-27: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01.	189
Figura 8-28: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. Detalle de dosis en el corredor. NOS-01.	190
Figura 8-29: Dosis de fotones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01.	191
Figura 8-30: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano X=0. ECCS. NOS-01B.....	192
Figura 8-31: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano X=0. Detailed view. NOS-01B.....	192
Figura 8-32: Dosis de neutrones error relativo <0,064 [-]. YZ Plano. ECCS. NOS-01B.....	193
Figura 8-33: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. NOS-01B.....	194
Figura 8-34: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. Detailed view. NOS-01B.	194
Figura 8-35: Dosis de neutrones error relativo <0,065 [-]. XZ Plano Y=0. NOS-01B.	195
Figura 8-36: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01B.	196
Figura 8-37: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. Detailed view. NOS-01B.....	196
Figura 8-38: Dosis de neutrones error relativo <0,07 [-]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01B.	197
Figura 8-39: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01B.....	198
Figura 8-40: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=220 cm. Detalle. NOS-01B.	199
Figura 8-41: Dosis de neutrones error relativo [-]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01B.	200
Figura 8-42: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01B.....	201
Figura 8-43: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. Detalle. NOS-01B.	202
Figura 8-44: Dosis de neutrones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01B.	203
Figura 8-45: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano, X=0. NOS-02.	204

Figura 8-46: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano, X=0. Detalle. NOS-02.	205
Figura 8-47: Dosis de fotones error relativo <0,10 [-]. YZ Plano, X=0. NOS-02.	205
Figura 8-48: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. NOS-02.	206
Figura 8-49: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. Detalle. NOS-02.	207
Figura 8-50: Dosis de fotones error relativo <0,115 [-]. XZ Plano, Y=0. NOS-02.	207
Figura 8-51: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. NOS-02.	208
Figura 8-52: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. Detalle. NOS-02.	208
Figura 8-53: Dosis de fotones error relativo <0,075 [-]. XZ Plano, Y=-440. NOS-02.	209
Figura 8-54: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=400. NOS-02.	210
Figura 8-55: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=400. Detalle. NOS-02.	210
Figura 8-56: Dosis de fotones error relativo <0,11 [-]. XZ Plano, Y=400. NOS-02.	211
Figura 8-57: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-02.	212
Figura 8-58: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. Detalle. NOS-02.	213
Figura 8-59: Dosis de fotones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-02.	214
Figura 8-60: Espectro gamma del agua activada.	215
Figura 8-61: Factor de atenuación másica para diferentes materiales.	215
Figura 8-62: Comparación isotopía de combustibles 4,3% vs 90% (en gramos).	217
Figura 8-63: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano X=0. NOS-03A.	218
Figura 8-64: Dosis de fotones error relativo <0,35 [-]. YZ Plano X=0. NOS-03A.	218
Figura 8-65: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. NOS-03A.	219
Figura 8-66: Dosis de fotones error relativo <0,12 [-]. XZ Plano, Y=0. NOS-03A.	220
Figura 8-67 Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. NOS-03A.	221
Figura 8-68: Dosis de fotones error relativo <0,26 [-]. XZ Plano Y=-440. NOS-03A.	222
Figura 8-69: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-03A.	223
Figura 8-70: Dosis de fotones error relativo [-]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-03A.	224
Figura 8-71: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-03A.	225
Figura 8-72: Dosis de fotones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-03A.	226

AGRACEDIMIENTOS

Siempre había escuchado aquello del “Círculo de confort” sin entenderlo muy bien, pero no fue hasta que me echaron de él, que no me di cuenta realmente de lo que implicaba.

Tener que cerrar nuestra empresa de construcción durante la crisis del 2008 fue una de las cosas más duras que me han pasado, pero que permitió que hiciese un alto en el camino para replantearme lo que realmente quería hacer el resto de años de mi vida, tanto en lo laboral como en lo personal.

Recuerdo la Semana Santa del 2009 con especial relevancia, ya que es cuando tuvimos que tomar la decisión de cerrar la empresa, y buscar el futuro para mi familia.

El sector nuclear había llamado mi atención desde niño. Alta tecnología, secretos, científicos de primera línea, la revista Muy Interesante con su reportaje sobre Fusión Nuclear en el 1987 ¿Cómo no iba a interesar lo “Nuclear” a aquél pequeño ingeniero?

Y ahí comenzó mi vuelta a los orígenes

¿Dónde se estudia algo de Nuclear en España en 2009? Madrid, sí, lo tenía claro, pero ¿el de Tecnatom, el MINA o el de la Politécnica? Pues lo tuve cristalino, el Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear de la Politécnica porque era el único que permitía acceder a un programa de doctorado. No olvidemos que por aquel entonces era un Ingeniero Técnico de Minas con la espina de no haber podido continuar mi formación por motivos familiares.

Y aquí empieza mi primer agradecimiento y probablemente el más importante. Gracias papá, por haber soportado las inclemencias del tiempo y la dureza de tu trabajo para que tu hijo pudiese vivir confortablemente mientras estudiaba. Hoy estarías muy orgulloso de mí. Lástima que no lo puedas ver. Hasta me emociono al escribir estas palabras.

Y llegó el día en el que comuniqué a mi ahora exmujer que me iba a estudiar dos años a Madrid, dejándola con dos niñas pequeñas entre semana y solo atendiendo mis obligaciones de padre durante los fines de semana cuando volvía de Madrid.

También a ti gracias, Nuria, porque aún sin estar convencida de mi decisión, seguiste ahí.

Durante mi época de estudiante tardío conocí a algunos de los mejores profesores que he tenido. Con especial relevancia me gustaría agradecer a Nuria García Herranz, Eduardo Gallego, Óscar Cabellos, Diana Cuervo o Carolina Ahnert, entre otros, que no hicieron sino acrecentar mis ganas de saber y de convencerme que estaba en el sitio adecuado, aunque con algo de retraso.

Y ya terminando mi Máster, llegó la hora de encarar el futuro. Pero esta vez ya como titulado superior en un campo super-especializado. Así que me decidí por continuar mi formación y doctorarme en Ciencia y Tecnología Nuclear por la UPM. La idea era un doctorado en cotutela con Nuria García Herranz de la UPM y un tal Profesor Legarda del Departamento de Ingeniería Nuclear de la Escuela de Ingenieros de Bilbao de la Universidad del País Vasco. Un desconocido de cuya relevancia en mi vida aún no tenía ni idea.

Aquella tesis quedó para siempre en el olvido por problemas burocráticos. Aún recuerdo que “haber acabado la titulación que le da derecho a acceder al programa de doctorado antes de los cinco últimos años” era la condición, pero era la ingeniería técnica terminada en 1996 la que se consideraba, cuando era incierto que fuese esa titulación la que me permitía acceder al doctorado. Un ingeniero técnico no podía acceder al doctorado. Y hasta ahí llegamos.

Pero la función debe continuar y, aquel desconocido me propuso postularme como candidato a entrar en IDOM, que estaban montando un área nuclear. A allí que me fui. Y conocí a Xabier Ruiz, persona brillante donde las haya, buena persona y un gran líder. Y me contrataron. Gracias Xabi!! Porque creíste en un tipo madurito con una situación muy particular y que siempre te será leal.

Y seguimos con las andadas de incorporarme en algún programa de doctorado. Y recuerdo las palabras de aquel desconocido, ya prácticamente amigo por aquel tiempo, que me dijo: “Trabajando y estudiando es muy difícil terminar un doctorado. Tienes que encontrar un tema que te permita conectar trabajo e investigación. Cuando lo encuentres, yo seré tu Director de Tesis”.

Y llego la Marina de Brasil, con la revisión de un blindaje de un reactor cuyos cálculos se habían realizado “a mano”. Una obra de arte.

Y ahí encontré la oportunidad de conectar mi trabajo en IDOM con el desarrollo de esta Tesis, que espero que interese a los lectores, aunque no sean muchos.

Así que dicho lo anterior y sin extenderme mucho más, ¡GRACIAS!

A los miembros del Tribunal por leer este trabajo que ha llevado no pocas horas,

A IDOM como colectivo porque me ha permitido compatibilizar mis labores profesionales con el desarrollo de esta Tesis, y desarrollarme profesionalmente en una gran empresa en la que los seres humanos son importantes.

A Xabier Ruiz y mis compañeros del proyecto de la Marina, sin los cuáles esta Tesis hubiese sido mucho más larga y dura. O simplemente, no existiría Unai Cano, Yelko Chento, Cristian Garrido, Carlos Lobato, Freddy Mackay, Omar Bouhassoun et al.: sois un equipo excepcional.

En especial a mi ya amigo y Director de esta Tesis, D. Fernando Legarda. Has sido una de las personas más importantes en mi desarrollo como profesional y personal. Me abriste las puertas de la docencia, que me encanta, y me has ayudado en todas las situaciones sin pedir nada a cambio, nunca. Espero que te quede claro que habrás cambiado la vida de muchos de tus alumnos, pero seguro que es en mí persona donde mayor huella habrás dejado. ¡¡GRACIAS!!

Y llegamos a las personas más importantes de mi vida en lo personal, y sin cuyo apoyo, comprensión y paciencia no podría haber llegado hasta este momento en el que estoy escribiendo estas palabras.

A mi hermana, porque lamento haber sido un repelente hermano pequeño, y aún así, nos queremos.

Laura, que aunque no lo has sufrido tanto por estar estudiando fuera, siempre he contado con tu apoyo y cariño y sobre todo, porque eres el pilar en el que se apoya nuestra Edurne en los momentos difíciles. Gracias, gracias, gracias, por estar ahí.

Claudia, siempre orgullosa de tu padre y siempre ahí con tu sonrisa, aún cuando las cosas no iban tan bien. Eres tan perseverante como yo, o más, así que seguro que encontrarás la felicidad. Ojalá me recuerdes tanto como yo a mi padre. Es una obviedad, pero... te quiero.

Irene, que ya no recuerdas cuando ibas a buscarme a la estación de autobuses cuando volvía los viernes de Madrid. ¡Qué pequeñita eras! También tú has sido un continuo apoyo para mí. Con tu sinceridad y visión crítica. Poder dedicaros este gran esfuerzo en uno de mis legados. No la Tesis en sí, pero sí el que hay que perseguir los sueños de cada uno. Sean cuales sean. Y tener principios, también. Y di "la mar". Eres mi amor incondicional.

Ay Edurne, que desde que me conociste has sabido que soy un poco particular, por llamarlo de alguna manera. Y que siempre me has animado a continuar. Que siempre has estado ahí, y estás ahora mismo trabajando mientras yo estoy aquí sentado escribiendo. Me has dado lo que necesitaba, amor, risa, comprensión, ánimo, cariño, tranquilidad, tiempo y tantas otras cosas...eres el amor de mi vida.

Y ya por último, a ti, mamá. Tantas cosas tengo que agradecerte que ocuparían más que esta Tesis. Pero si algo te agradezco, es sin duda tu amor incondicional, sin preguntas, sin excusas, sin dudas. Tú eres el reactor nuclear de mi existencia. Ojalá no sintiese que te estoy fallando en esta etapa de tu vida. Igual que papá, seguro que estarías muy orgullosa de mí. Si fuese un escritor famoso, la dedicatoria de este libro sería para ti.

ACRÓNIMOS Y ABREVIATURAS

ACAB	ACTivation ABacus code
ACE	Adaptative Communication Environment
AIP	Air-Independent Propulsion
ANSI	American National Standards Institute
ASME	American Society of Mechanical Engineers
BPE	Borated Polyethylene
BPVC	Boiler and Pressure Vessel Code
CFR	Code of Federal Regulation
CGNs	Nuclear-powered Guided Missile Submarine
CGN	China General Nuclear Power Corporation
CNNC	China National Nuclear Corporation
CRDM	Control Rod Drive Mechanism
CRUD	Deposited Corrosion Products
CSEWG	US Cross Section Evaluation Working Group
CTMSP	Navy Technological Center in São Paulo
CVCS	Chemical and Volumetric Control System
CVN	Nuclear Powered Aircraft Carrier
DPA	Displacement Per Atom
ECCS	Emergency Core Cooling System
ECS	Extended Continental Shelf
EEZ	Exclusive Economic Zone
EFPH	Effective Full Power Hours
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
EOC	End Of Cycle
eV	electron-Volt
FMCT	Fissile Material Cutoff Treaty
HEU	High Enriched Uranium
HVAC	Heat Ventilation and Air Conditioning
I&C	Instrumentation and Control
ICRP	International Commission on Radiation Protection
INAP	Pressurized Water Nuclear Installation (<i>former denomination of LABGENE</i>)
JEFF	Joint Evaluated Fission and Fusion
LABGENE	The Nucleus-Electric Energy Generation Laboratory

(formerly named INAP – Pressurized Water Reactor)

LANL	Los Alamos National Laboratory
LEU	Low Enriched Uranium
LOCA	Loss of Coolant Accident
LWR	Light Water Reactor
MCNP	Monte Carlo n-Particle
MTS	Moored Training Ship
NNDC	National Nuclear Data Center
NNPP	Naval Nuclear Propulsion Program
NOS	Nominal Operation Scenario
NPP	Nuclear Power Plant
NS	Nuclear Services
NSSRP	Nuclear Ship & Submarine Recycling Program
NSSS	Nuclear Steam Supply System
NUREG	U.S. Nuclear Regulatory Commission technical report designation
PWR	Pressurized Water Reactor
RCS	Reactor Coolant System
RPV	Reactor Pressure Vessel
RTG	Radioisotope Thermoelectric Generator
SDDR	Shutdown Dose Rate
SDSR	Strategic Defense and Security Review
SIS	Safety Injection System
SOF	Special Operations Forces
SSC	Structures, Systems and Components
SSBN	Strategic Missile Submarine
SSGN	Cruise Missile Submarine
SSN	Attack submarine
SuperMC	Super Monte Carlo
UAS	Unmanned Aerial Systems
UUV	Unmanned Underwater Vehicles
VLS	Vertical Launch System
Vol.	Volume
VTK	Visualization Toolkit

DEFINICIONES

Las siguientes definiciones se toman de la ICRP-74 (1) y la ICRP-119 (2).

- Dosis efectiva (E):

La suma de las dosis equivalentes ponderadas en todos los tejidos y órganos del cuerpo, dada por la expresión $E = \sum_T w_t H_T$, donde H_T es la dosis equivalente en el órgano o tejido T, y w_T es el factor de ponderación para el tejido T.

- Dosis equivalente (H_T):

La dosis equivalente, $H_{T,R}$, en el tejido u órgano T debido a la radiación R, viene dada por $H_{T,R} = w_R D_{T,R}$ donde $D_{T,R}$ es la dosis absorbida promedio de la radiación R en el tejido T y w_R es el factor de ponderación de la radiación. Como w_R no tiene dimensiones, las unidades son las mismas que para la dosis absorbida (J / kg) y su nombre especial es sievert (Sv). La dosis equivalente total H_T es la suma de $H_{T,R}$ sobre todos los tipos de radiación: $H_T = \sum_R H_{T,R}$.

- Fluencia:

Se denota como Φ , y es el cociente de dN por da , donde dN es el número de partículas incidentes en una esfera de área de sección transversal da , por lo tanto $\Phi = \frac{dN}{da}$.

- Gray (Gy):

El nombre de la unidad en el SI para dosis absorbida, $1 Gy = 1 J/kg$.

- Kerma (K):

El cociente de dE_{tr} entre dm , donde dE_{tr} es la suma de las energías cinéticas iniciales de todas las partículas ionizantes cargadas liberadas por partículas ionizantes no cargadas en un elemento de volumen de masa dm , así $K = \frac{dE_{tr}}{dm}$. La unidad de kerma es julio por kilogramo (J/kg) y se le denomina gray (Gy).

- Factor de ponderación de la radiación (w_R):

El factor de ponderación de la radiación es un factor adimensional para derivar la dosis equivalente de la dosis absorbida promediada sobre un tejido u órgano, y se basa en la calidad de la radiación.

Tabla 1-1: Factores de ponderación de la radiación.

Tipo y rango de energía	Factor de ponderación de la radiación, wR
Fotones, todas las energías	1
Electrones y muones, todas las energías	1
Neutrones, energía R 10 keV	5
T 10 keV a 100 keV	10
T 100 keV a 2 MeV	20
T 2 MeV a 20 MeV	10
T 20 MeV	5
Protones, salvo los de retroceso, de energía T 2 MeV	5
Partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados	20

- Sievert (Sv):

El nombre de la unidad SI de dosis equivalente y efectiva; $1 Sv = 1 J/kg$.

- Tally

Cantidad de interés obtenida como resultado de los cálculos mediante el código de Monte Carlo MCNP.

- Factor de ponderación de los tejidos (w_t):

El factor por el cual se pondera la dosis equivalente en un tejido u órgano para representar las contribuciones relativas de ese tejido u órgano al detrimento total resultante de la irradiación uniforme del cuerpo.

Tabla 1-2: Factor de ponderación de los tejidos.

Tejido u órgano	Factores de ponderación de los tejidos, wT
Gónadas	0,20
Médula ósea (roja)	0,12
Colon	0,12
Pulmón	0,12
Estómago	0,12
Vejiga	0,05
Mama	0,05
Hígado	0,05
Esófago	0,05
Tiroides	0,05
Piel	0,01
Superficie de los huesos	0,01
Resto del organismo	0,05 (**) (***)

1. INTRODUCCIÓN

1.1. El uso de reactores móviles

Desde los inicios de la investigación en temas relacionados con la energía nuclear, el hecho de que tanta potencia se pudiese concentrar en un volumen relativamente pequeño permitiría dotar de fuentes de energía en espacios reducidos.

Otro factor clave en la comprensión de las ventajas de la energía nuclear es que no necesitaba oxígeno, ya que no se trataría de ingenios de combustión que requieren de aire para producirse la reacción química.

Hoy día es de importancia vital para la energía nuclear el hecho de que no producen dióxido de carbono y por lo tanto no contribuye al calentamiento global.

Teniendo en cuenta los factores que se acaban de exponer, que duda cabe de que un campo en el que es especialmente apreciable una alta densidad de potencia, unido a que no se necesita aire para llevar a cabo sus funciones, es el campo de los reactores navales. Además, dentro de los reactores navales, los reactores nucleares abrían todo un mundo de posibilidades para el desarrollo de un arma especialmente eficiente: los submarinos.

El primero de los submarinos que fue dotado de un reactor nuclear para su propulsión fue el Nautilus. El Nautilus fue construido por Electric Boat (una división de General Dynamics), Groton, CT.

El reactor era un reactor de agua a presión (PWR) S2W de 70 MWt construido por Westinghouse Electric Company.

Este fue el comienzo de una revolución en la propulsión marina y la tecnología naval que continúa en la actualidad.

En la Figura 1-1 que se presenta a continuación se observa la evolución y los países que están apostando por este tipo de medio de defensa (3).

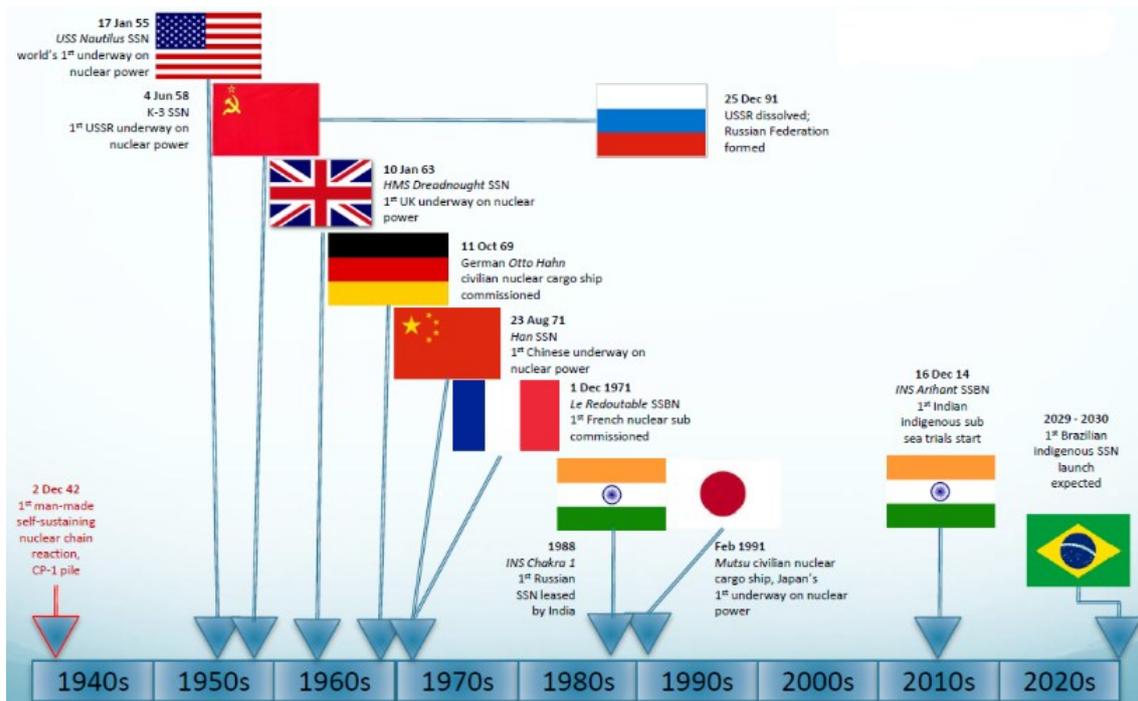


Figura 1-1: Programas de propulsión marina.

Así, la evolución de la utilización de reactores nucleares aplicados a las Marinas de estos países a llevado a que no solo se apliquen a submarinos, sino que otro tipo de buques también incorporan este tipo de medios de propulsión., como se ve en la Figura 1-2.

NAVAL NUCLEAR-POWERED VESSELS	USA	Russia	UK	France	Germany	Japan	China	India	Other
Submarine									Brazil
Aircraft carrier		Ulyanovsk							
Cruiser									
Destroyer		Leader-class							
Other naval vessel		SSV-33							
CIVILIAN NUCLEAR POWERED VESSELS									
Icebreaker									
Merchant ship	Savannah				Otto Hahn	Mutsu			
Floating nuclear power plant	Sturgis	Akademik Lomonosov							
OTHER MARINE NUCLEAR POWER APPLICATIONS									
Marine RTG power sources									

Legend:

- Currently operating this class of nuclear-powered vessel or RTG
- Previously operated this class of nuclear-powered vessel
- Previously started construction on this class of nuclear-powered vessel but did not complete
- Expected to operate this class of nuclear-powered vessel within the next decade

Figura 1-2: Flotas nucleares mundiales.

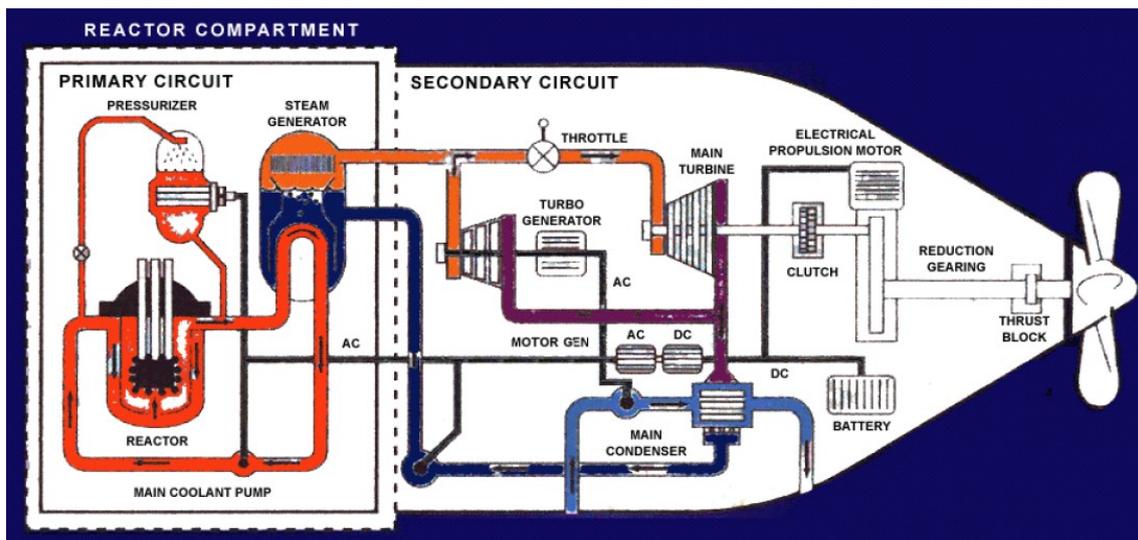


Figura 1-3: Diagrama básico de funcionamiento de una planta de propulsión PWR (4).

Como se ve en la Figura 1-3 precedente, el sistema primario es un sistema de transporte de calor de circuito cerrado que hace circular agua ligera para trasladar energía térmica desde el núcleo del reactor (la fuente de calor) a los generadores de vapor (el disipador de calor) donde la energía térmica se transfiere al refrigerante secundario para producir vapor.

Los tubos del generador de vapor evitan la fuga de refrigerante primario al sistema secundario.

El refrigerante primario regresa al reactor para ser recalentado y circulado nuevamente a través del sistema primario.

El presurizador es un "calderín" con calentadores y rociadores que se utilizan para mantener la alta presión correcta en el sistema primario PWR y evitar que el agua refrigerante primaria hierva en el núcleo del reactor y que el sistema se quede sin capacidad de absorción de incrementos de volumen.

El reactor es el intercambiador de calor en el sistema primario de circuito cerrado que contiene la fuente de calor (los elementos combustibles del reactor).

El generador de vapor es el otro intercambiador de calor en el sistema primario de circuito cerrado que contiene la superficie de transferencia de calor entre la parte "tubos" del sistema primario y la parte "carcasa" del sistema secundario (el refrigerante secundario que fluye por fuera de los tubos del generador de vapor).

El presurizador mantiene el sistema primario PWR a presión constante.

El flujo continuo del refrigerante primario (agua subenfriada en PWR) transfiere calor desde el reactor a los generadores de vapor.

La energía térmica se transfiere a través de los tubos del generador de vapor y hierve agua refrigerante secundaria para producir vapor. Véase Figura 1-4.

Las turbinas de vapor expanden el vapor para extraer energía para impulsar la maquinaria de propulsión y generar energía eléctrica de CA a través de generadores de turbina.

El vapor de escape de la turbina se condensa en el condensador principal y esta agua se bombea de regreso al generador de vapor donde continúa eliminando calor del sistema primario para producir más vapor.

Un motor-generador suministra cargas de CC (es decir, la batería del barco y un motor de propulsión de CC de emergencia) y puede suministrar cargas de CA en caso de emergencia.

Algunos submarinos utilizan motores eléctricos para la propulsión principal. Estos submarinos tienen grandes generadores de turbina y no tienen un tren de propulsión mecánico.

El agua circulante del océano pasa a través de tubos en el condensador principal, condensa el escape de vapor de las turbinas y transfiere el calor residual al océano. Los tubos del condensador principal intactos evitan la fuga de agua de mar al refrigerante secundario.

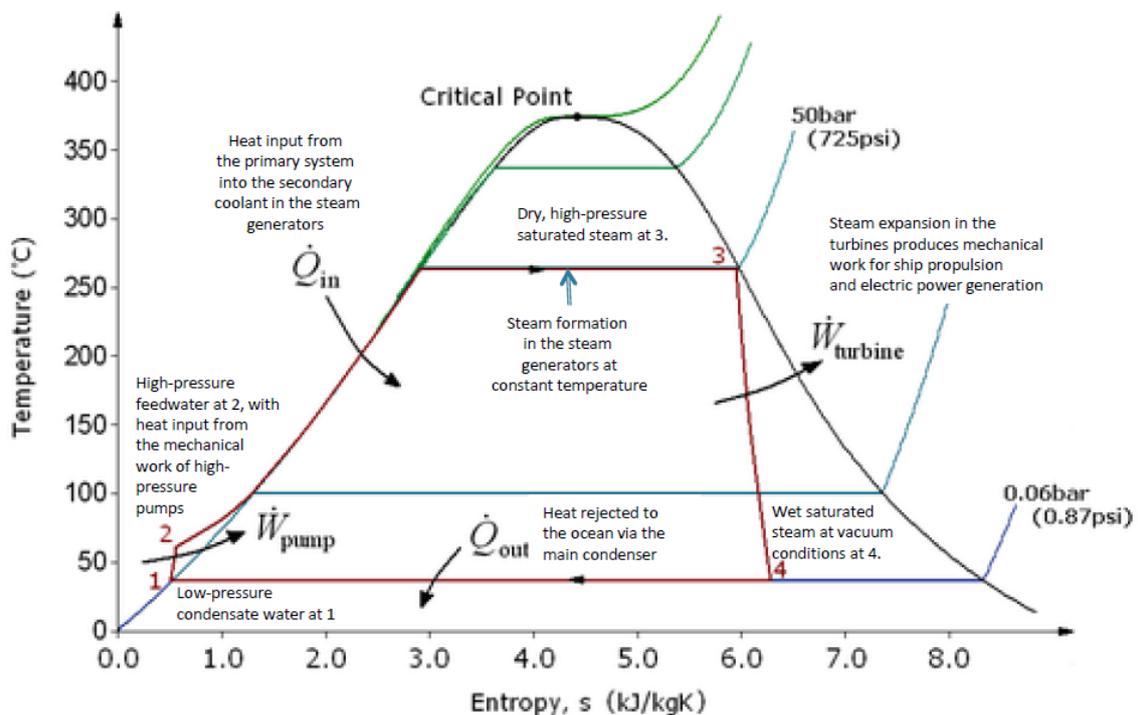


Figura 1-4: Calor transferido en un ciclo de Rankine (5).

1.2. Perspectivas para 2018-2030

1.2.1.El número de países con flota nuclear crecerá

Se espera que Brasil comience la construcción de su submarino de ataque de propulsión nuclear autóctono (el SN-BR) alrededor de 2020 y entregue el submarino en 2030 (6).

- La continua mala situación económica de Brasil ha retrasado el proyecto PROSUB para construir cuatro submarinos convencionales autóctonos (SBR) y el SN-BR.
- Cuando esté completo, la flota de cuatro SBR y el SN-BR le dará a la Armada de Brasil la capacidad de patrullar de manera más efectiva los 7,491 km (4,655 millas) de costa de esa nación y proteger los intereses nacionales en la zona económica exclusiva (ZEE).
- No se espera que otras naciones del entorno desarrollen su propio submarino nuclear o embarcación de superficie en la próxima década.

Irán, Pakistán y Corea del Norte pueden tener aspiraciones políticas para desarrollar un alcance global, pero es poco probable que sean capaces de desplegar un submarino nuclear autóctono en la próxima década sin asistencia técnica sustancial de una fuente externa o el arrendamiento de un submarino nuclear. de Rusia o China.

Basado en el precedente de alquilar SSN a India, existe la posibilidad de que Rusia alquile un submarino nuclear a una o más naciones que anteriormente no tenían flota nuclear.

La demostración exitosa a finales de la década pasada de la planta de energía nuclear flotante rusa, Akademik Lomonosov, o una planta de energía nuclear flotante china similar que también se está desarrollando, podría llevar a pedidos internacionales de otras naciones para plantas de energía nuclear flotante.

1.2.2.El número de buques nucleares en la flota mundial aumentará en 17-20 buques, hasta un total de 192-195 buques, para 2030.

La flota mundial de buques de propulsión nuclear en funcionamiento a mediados de 2018 ascendía a un total de 175 buques.

El crecimiento está impulsado principalmente por las nuevas naciones nucleares marinas (China, India, Brasil).

Las naciones marinas nucleares más antiguas (EE. UU., Rusia, Reino Unido y Francia) realizarán importantes inversiones para reemplazar o extender la vida operativa de las antiguas flotas de buques de superficie y submarinos nucleares. Ser capaz de reemplazar los buques más antiguos, incluso uno por uno, será un desafío económico significativo para estas naciones.

La flota nuclear estadounidense será más pequeña en 2030.

- Se espera que la flota de SSN de la Marina disminuya a alrededor de 41 SSN para el 2028. Todos los SSGN de la clase Ohio se habrán retirado, así como los primeros SSBN de la clase Ohio. Los nuevos SSBN de clase Columbia no comenzarán a ingresar a la flota hasta aproximadamente 2031.
- La Marina intentará mantener estable el nivel de la flota de portaaviones en 11 mientras comienza el retiro de los portaaviones de la clase Nimitz en 2024.
- Se espera que el tamaño de la flota nuclear estadounidense disminuya en unos 15 submarinos hasta un total de 68 buques para 2030.

La flota rusa comenzará a crecer lentamente después de dos décadas de financiación insuficiente.

- Es probable que todos los SSBN Delta-III y Delta-IV existentes se retiren en 2030 (el Delta-III más joven que todavía está en la flota se puso en servicio en 1982 y el Delta-IV más joven en 1990).
- Incluso con la modernización en curso de los SSN de Sierra y Akula y los SSGN Oscar existentes, estos submarinos se acercarán al final de su vida útil para 2030.
- Los programas de nueva construcción para los SSN multipropósito Yasen-M y Husky y los SSBN Borei II tendrán dificultades para mantenerse al día con la tasa de jubilación de los buques más antiguos.
- Los rompehielos nucleares LK-60 de nueva construcción permitirán la jubilación de la generación anterior de rompehielos nucleares. Otros rompehielos nucleares de nueva construcción que se introducirán a mediados de la década de 2020 ampliarán ligeramente el tamaño de la flota de rompehielos nucleares.
- La modernización de un CGNs de clase Kirov debería completarse para 2020, complementada con destructores de propulsión nuclear de clase Leader de nueva construcción que se espera que comiencen a ingresar a la flota a mediados de la década de 2020. Esto ampliará la flota nuclear de superficie de la Armada rusa para 2030.

- El despliegue de Akademik Lomonosov en esta década probablemente será seguido por centrales nucleares flotantes adicionales en puertos remotos del Ártico para 2030.
- El tamaño de la flota nuclear rusa podría crecer de 2 a 5 buques hasta un total de 59 a 62 para 2030.

El tamaño de la flota de submarinos nucleares del Reino Unido puede permanecer constante.

- Los SSN de clase Astute están destinados a reemplazar los SSN de clase Trafalgar en una base de 1 por 1. El retiro antes de lo planeado de los SSN de clase Trafalgar podría ocurrir luego del descubrimiento en 2016 de un problema significativo de fractura de soldadura en las tuberías del sistema nuclear. En el peor de los casos: los cuatro barcos se retiran, dejando al Reino Unido con un déficit significativo de SSN.
- Los SSBN de clase Dreadnought reemplazarán a los SSBN de clase Vanguard 1 por 1 a partir de la década de 2030.
- El número de SLBM y ojivas en la flota SSBN seguirá disminuyendo como resultado de la Revisión de Seguridad y Defensa Estratégica (SDSR) de 2015 del Reino Unido.

El tamaño de la flota de buques nucleares franceses será constante.

- Los SSN de clase Barracuda reemplazarán a los SSN antiguos de clase Rubis en una base de 1 por 1.
- Los SSBN de clase Le Triomphant permanecerán operativos más allá de 2030, pero un programa para desarrollar el SSBN de reemplazo deberá comenzar a principios de la década de 2020.
- A principios de 2017, el portaaviones Charles de Gaulle entró en una revisión de mediana edad de 2 años que se espera permita que el barco continúe operando durante 20 años más, al menos hasta 2039.

El tamaño de la flota de buques nucleares de China aumentará:

- Se agregarán SSN Tipo 93 mejorados y Tipo 95 para múltiples misiones a la flota.
- Se agregarán a la flota los SSBN Tipo 94 y Tipo 96 nuevos.
- Los submarinos de próxima generación estarán en construcción antes de la década de 2030.
- Los primeros SSN Tipo 91 y el SSBN Tipo 92 se retirarán en 2030.

- China ha planteado la intención de construir un portaaviones de propulsión nuclear (CVN).
 - China tiene una experiencia limitada en la construcción y operación de portaaviones. Su primer portaaviones es un diseño de la era soviética comprado en Ucrania y modernizado en China. Liaoning se lanzó en 2011.
 - En abril de 2017, China lanzó su primer portaaviones autóctono de propulsión convencional.
 - El despliegue de un portaaviones de propulsión nuclear en la próxima década es poco probable debido al largo tiempo de espera para diseñar y construir un CVN con su planta de energía nuclear bastante grande.
- China podría agregar 20 o más submarinos nucleares a su flota para 2030 (a una tasa de construcción nueva de aproximadamente dos por año menos algunas retiradas).

La flota nuclear de la India crecerá:

- India continuará la construcción de su flota SSBN autóctona para fortalecer su fuerza nacional de disuasión nuclear.
- India puede arrendar SSN adicionales de Rusia, tal vez incluso un SSN de clase Yasen de la generación actual.
- En 2015, India inició el desarrollo de un SSN autóctono, con planes para la construcción de seis de esos submarinos.
- Para 2030, India podría agregar siete o más submarinos nucleares a su flota (a una tasa supuesta de uno cada dos años).

Brasil tendrá uno o más SSN propios para 2030.

- Los planes actuales son que el primer SSN ingrese a la flota en 2023.
- El Plan Conjunto 2010 de Equipos Marinos de Brasil prevé seis SSN para 2034.
- Para 2030, Brasil podría tener tres o más SSN autóctonos (a una tasa asumida de uno cada tres años), pero esto dependerá en gran medida del estado de la economía brasileña actualmente débil.

La flota nuclear mundial tendrá un crecimiento neto de 17-20 buques para 2030.

1.2.3. Otras opciones no nucleares

Los submarinos nucleares y las fuerzas navales de superficie se verán cada vez más desafiados por la última generación de submarinos no nucleares que utilizan varios tipos de sistemas avanzados de propulsión diésel-eléctrica o independiente del aire (AIP).

Un submarino "convencional" moderno bien equipado tiene la capacidad de operar de manera eficaz y silenciosa a una distancia relativamente larga contra todas las fuerzas adversarias.

- La disponibilidad de tales submarinos "convencionales" proporcionará una alternativa de mucho menor coste para las naciones que no deseen realizar la inversión sustancial en infraestructura nuclear necesaria para sostener una flota de submarinos de propulsión nuclear.

El armamento de estos modernos submarinos convencionales es comparable a los SSN y SSGN operados por Estados Unidos y Rusia.

1.2.4.El "submarino de ataque" como plataforma polivalente

La nueva generación de SSN ha difuminado la distinción entre SSN y SSGN al llevar un gran arsenal de misiles en tubos del sistema de lanzamiento vertical (VLS) mientras retiene el armamento SSN en la sala de torpedos tradicional. Algunos ejemplos son:

- SSN del bloque V a VII de clase Virginia de EE. UU.
- SSN rusos de clase Yasen / Yasen-M y los SSN planeados de clase Husky
- SSN tipo 93G mejorados en China.

La capacidad de los submarinos para albergar, desplegar y recuperar fuerzas de operaciones especiales (SOF) y su equipo se ha convertido en algo común.

El uso de vehículos submarinos no tripulados (UUV) y sistemas aéreos no tripulados encapsulados (UAS) lanzados desde submarinos está aumentando rápidamente.

1.2.5.Sistemas no tripulados

Los UUV y UAS ampliarán en gran medida las capacidades de los buques equipados para utilizarlos.

A medida que la flota de SSN de EEUU continúe disminuyendo en tamaño durante la próxima década, la disponibilidad de dichos multiplicadores de fuerza será particularmente importante para mantener o expandir las capacidades operativas de SSN.

Sin embargo, los UUV y UAS pueden ser adoptados por todas las armadas, en buques convencionales o nucleares. El resultado neto será un entorno operativo mucho más complejo para las flotas navales.

1.2.6.Perspectivas de nuevas aplicaciones comerciales de propulsión marina nuclear

Aparte de los nuevos rompehielos de propulsión nuclear (Rusia) y las centrales nucleares flotantes (Rusia y China), es poco probable que alguna nación o empresa desarrolle y otorgue licencias para un buque comercial de propulsión nuclear antes de 2030.

Lloyd's Register actualizó sus 'reglas' para buques nucleares, que se refieren a la integración de un reactor certificado por un regulador en tierra con el resto del buque.

- Lloyd's afirma que esto se hizo en respuesta al interés de sus miembros en la propulsión nuclear marina comercial.
- El interés fue impulsado principalmente por medidas basadas en el mercado para controlar las emisiones de dióxido de carbono de las operaciones marítimas.

Las consideraciones prácticas pueden limitar el mercado primario de los nuevos buques comerciales de propulsión nuclear a los buques de carga pesada de punto a punto o a los remolcadores pesados de un solo puerto.

- Estas aplicaciones minimizan el número de diferentes organizaciones nacionales de reglamentación nuclear que deben participar en la concesión de licencias y la prestación de seguridad nuclear / supervisión operativa de las actividades comerciales nucleares marinas.
- También minimiza la inversión en infraestructura portuaria de energía nuclear y la infraestructura de preparación para emergencias necesaria para apoyar un buque nuclear comercial.
 - Pocas naciones cuentan con la infraestructura reguladora y de servicios nucleares necesaria para respaldar la operación de un buque comercial de propulsión nuclear.

- El desarrollo y la concesión de licencias para la infraestructura física y administrativa en los puertos de interés podría llevar una década o más y requerir una inversión significativa.

1.2.7.El Ártico

La flota de rompehielos polares de propulsión nuclear de Rusia y la planta de energía nuclear flotante que han desplegado le dan a esa nación capacidades incomparables para explorar y comercializar el Ártico al:

- Establecer rutas de mar abierto fiables para otras embarcaciones en regiones cubiertas de hielo a lo largo de la Ruta del Mar del Norte.
- Permitir la exploración y explotación de recursos petrolíferos, minerales y naturales a lo largo de la costa ártica rusa y en aguas marinas.

Si la Comisión de Límites de la Plataforma Continental mantiene la reclamación de Rusia sobre la plataforma continental ampliada (ECS) de 2015, Rusia tendrá los recursos y los medios para hacer cumplir su zona económica exclusiva ampliada (ZEE).

- Ninguna otra nación ártica tiene medios comparables para operar en la región ártica con embarcaciones civiles y militares con capacidad de propulsión nuclear y convencional.
- El declive general de las flotas de rompehielos convencionales de Estados Unidos y Canadá abre grandes oportunidades para que Rusia domine la región ártica.

Los submarinos nucleares seguirán teniendo mayor libertad de navegación en el Ártico que cualquier otra clase de embarcación.

- La gran cantidad de submarinos de propulsión nuclear pequeños, de inmersión profunda y "naves nodrizas" asociadas de Rusia les otorga capacidades únicas para la exploración submarina y otras actividades en el Ártico y en todo el mundo.

Contaminación radiactiva en el Ártico.

- La presión política continua, más los incentivos económicos relacionados con el desarrollo de recursos árticos en la región, alentarán a Rusia a reparar algunos lugares utilizados como depósitos de residuos nucleares y localizaciones en las que se hundieron submarinos nucleares en el mar de Kara y el mar de Barents.
- Los esfuerzos internacionales eliminarán del Ártico los últimos generadores termoeléctricos de radioisótopos rusos (RTG).

1.2.8.La descontaminación y el procesamiento final

La descontaminación y el procesamiento final de buques de guerra de propulsión nuclear retirados (almacenamiento de algunas partes, desguace de otras partes) seguirá siendo un problema continuo que parece estar mejorando:

- Las nuevas instalaciones cerca de Vladivostok, en el Lejano Oriente ruso, permitirán una descontaminación y un procesamiento final más efectivos de los buques nucleares retirados de la Flota del Pacífico y permitirán el almacenamiento de los compartimentos sellados de los reactores en tierra.
 - El Programa de Reciclaje de Buques Nucleares y Submarinos de la Marina de los EE. UU. (NSSRP) se verá desafiado por la escala y la complejidad del trabajo para procesar los portaaviones nucleares retirados.
 - Estados Unidos está modernizando su *Expended Core Facility* en Idaho y trasladará todo el combustible gastado naval a un almacenamiento seco.
 - El Reino Unido debe resolver el estancamiento regulatorio nuclear actual que está impidiendo el repostaje de algunos submarinos retirados y la descontaminación y desguace de otros que han sido descargados.
- China necesitará implementar el proceso de descontaminación y desmantelamiento de sus primeros submarinos nucleares retirados.

1.3. Opciones de mejora

Los submarinos de ataque nuclear de última generación (clases Virginia, Astute y Suffren) tienen reactores nucleares que dependen de la energía eléctrica y características de seguridad de ingeniería activa para mantener un estado seguro en caso de accidentes base de diseño. Es importante tener en cuenta que incluso después del apagado, el núcleo del reactor sigue generando calor residual, que puede derretir las partes internas del núcleo si el sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo no funciona. Por lo tanto, el diseño debe agregar redundancias en la generación eléctrica de emergencia a largo plazo (generadores diesel) para hacer aceptable el riesgo de pérdida total de energía eléctrica después de un accidente base de diseño en el reactor. Tales redundancias, junto con el aumento de la carga útil, impusieron mayores desplazamientos en la última generación de submarinos de ataque nuclear en comparación con la generación anterior. Los desplazamientos superficiales alcanzaron el rango de 7000 - 8000 toneladas para los submarinos que utilizan reactores de lazo y alrededor de 5000 toneladas para el submarino que utiliza un reactor de arquitectura integral (7).

Evidentemente, este aumento de desplazamiento tuvo inconvenientes en el rendimiento de la propulsión, debido al crecimiento de la obra viva, lo que provocó un aumento de la resistencia, además del aumento de los costes. Cada componente de clase nuclear, producido bajo estándares de calidad nuclear, tiene un coste de adquisición alrededor de un orden de magnitud mayor que su equivalente normal (8), y requiere inspecciones constantes durante su vida útil.

A finales de la década de los ochenta, los avances en la tecnología de fabricación, como la soldadura por láser, permitieron la fabricación de intercambiadores de calor de carcasa y placas, que tienen capacidades similares a los intercambiadores de calor de carcasa y tubos, pero son más compactos y fiables (9). Los intercambiadores de calor de carcasa y placas funcionan con presiones y temperaturas casi tan elevadas como los intercambiadores de calor de carcasa y tubos, alcanzando presiones de 150 bar y temperaturas de 600°C (9). Los intercambiadores de calor de carcasa y placas tienen rangos adecuados de temperatura y presión para su aplicación en reactores de agua a presión y tienen un volumen mucho menor, como se ve en la Figura 1-5 (9).



Figura 1-5: Comparación entre el intercambiador de calor de carcasa y placas (arriba) y el intercambiador de calor de carcasa y tubo (abajo) con la misma carga térmica.

El núcleo del reactor nuclear genera radiación ionizante de alta energía que requiere un escudo radiológico de aproximadamente un metro de espesor (10). El blindaje del reactor, también llamado blindaje primario, bloquea los rayos gamma y los neutrones de alta energía de las reacciones de fisión dentro del núcleo activo del reactor nuclear.

En reactores de lazos, la desintegración gamma del ^{16}N a ^{16}O de corta duración en tuberías y generador de vapor impone la adopción de otro blindaje para proteger a la tripulación (10), lo que implica una gran adición de peso al barco. La adopción de diseños integrados reduce en gran medida el peso y el volumen dentro de un barco porque no hay necesidad de un blindaje secundario para proteger a la tripulación de la radiación ionizante de los isótopos de corta duración generados en el refrigerante dentro del núcleo.

En los diseños integrales, el mismo blindaje bloquea la radiación de fisión y la radiación gamma del isótopo ^{16}N . En otras palabras, los diseños integrales eliminan la necesidad de blindaje

secundario, reduciendo aproximadamente el peso de la planta a la mitad. El volumen total de la planta también se reduce debido a la eliminación de espacio para tuberías primarias, generadores de vapor, asientos y espacio para inspección visual durante la vida útil.

Los reactores nucleares integrales franceses utilizan un intercambiador de calor de carcasa y tubos en la parte superior de la vasija del reactor para generar vapor. Esta solución tiene limitaciones a la potencia máxima una vez que las placas de tubos no pueden tener diámetros más allá de un cierto valor debido a limitaciones tecnológicas. Una vez que el diámetro del submarino limita también la altura del generador de vapor, esta limitación de volumen reduce la potencia máxima que se puede extraer del reactor nuclear, reduciendo la velocidad máxima del submarino.

Por otro lado, los intercambiadores de calor de carcasa y placas permiten la construcción de reactores integrados con cualquier forma, permitiendo mayores potencias, logrando rendimientos como los de los reactores de lazos en una huella reducida. Ya existe una patente que muestra una ilustración de tal concepto (11).

En la siguiente Figura 1-6 se resumen las principales problemáticas de la transformación del combustible nuclear naval de HEU a LEU (12).

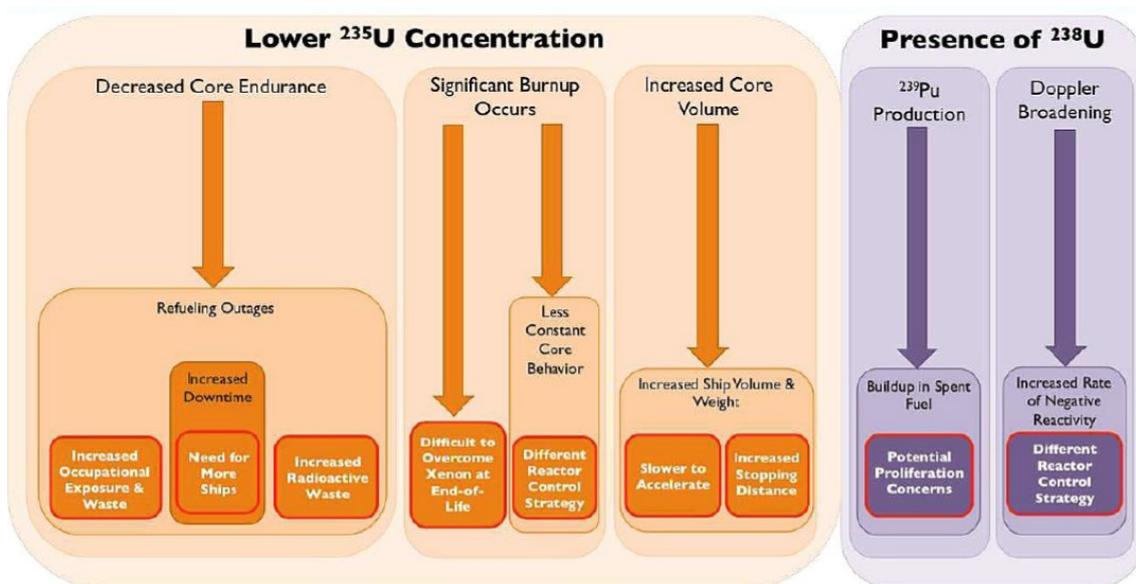


Figura 1-6: Conversión de los reactores navales de combustible HEU a LEU.

1.3.1. Protección Radiológica

En Mayo de 2021, el Informe NT-21-3 de la Oficina de Reactores Navales, “Exposición a la radiación ocupacional de los reactores navales del Departamento de Energía” (13), informó:

- El límite de exposición a la radiación ocupacional anual federal actual es de 5 Rem por persona.
- La exposición total a la radiación de todo el personal supervisado en 2020 fue de 30 rem; la exposición anual media fue de 0,006 Rem por persona (6 mRem / año; 0,06 mSv / año).
- De acuerdo con los métodos estándar para estimar el riesgo, el riesgo de por vida del grupo de personal expuesto ocupacionalmente a la radiación asociado con el Programa de Reactores Navales es menor que el riesgo que este mismo personal tiene por la exposición a la radiación natural de fondo. Este riesgo es pequeño en comparación con los riesgos aceptados en las actividades industriales normales y con los riesgos habitualmente aceptados en la vida diaria fuera del trabajo.
- El DOE requiere la designación de una Junta de Investigación de Accidentes (AIB) para un caso de exposición a la radiación que haga que la exposición a la radiación externa de un individuo sea igual o superior a 10 Rem.
- Desde el comienzo de las operaciones en las instalaciones del DOE de Reactores Navales, nunca ha habido un solo incidente de radiación que cumpliera con los criterios que requieren el nombramiento de un AIB.

**TOTAL RADIATION EXPOSURE RECEIVED BY PERSONNEL
AT NAVAL REACTORS' DEPARTMENT OF ENERGY FACILITIES
1958 - 2020**

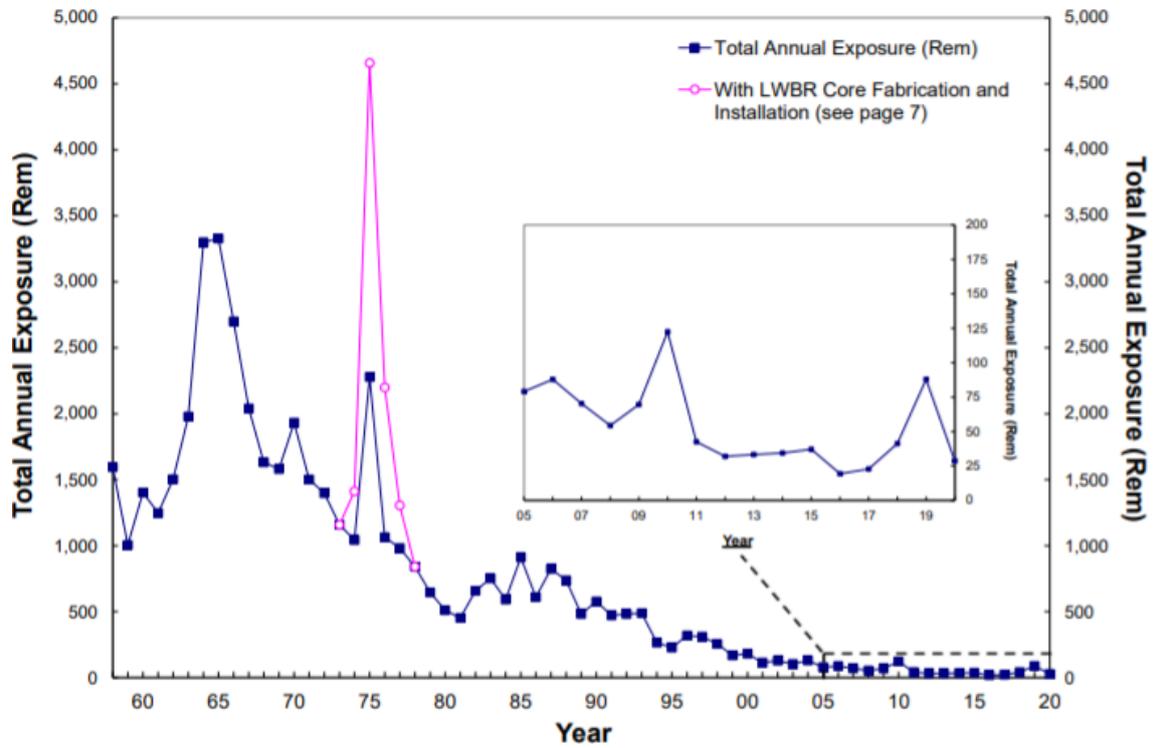


Figura 1-7: Exposición a la radiación (13).

2. ESCENARIO DE LA INVESTIGACIÓN

El reactor naval se creó en la década de los 50 para satisfacer las necesidades de generación eléctrica anaeróbica de los submarinos. Esta tecnología permite a los submarinos transitar a grandes velocidades, desplazarse a cualquier parte del globo y permanecer indetectables en inmersión durante largos periodos, sin la necesidad de realizar la indiscreta maniobra de snorkel propia de los submarinos convencionales. Desde su creación, su uso ha evolucionado y se ha extendido para integrarse también como sistema propulsor de otras grandes plataformas navales, como son los cruceros y portaviones.

Como se dijo previamente, la propulsión nuclear no es considerada per se un arma nuclear. La propulsión naval nuclear hace referencia al empleo de una planta energética nuclear como principal medio de propulsión de un buque. Esto se consigue, al igual que en las centrales nucleares civiles, mediante el empleo del calor producido de la descomposición atómica del Uranio para generar vapor sobrecalentado. Este vapor es, a su vez, empleado para propulsar una turbina de vapor que puede servir por sí misma como propulsor o como medio de generación eléctrica, siendo en este caso un motor eléctrico asociado a la turbina del elemento propulsor.

La propulsión nuclear ofrece enormes ventajas como la capacidad de operar durante extensos periodos de tiempo sin repostar, así como capacidad de carga adicional, ya que todo el combustible necesario está contenido dentro del propio reactor (14). No obstante, el ahorro en combustible queda eclipsado por su alto coste de mantenimiento y operación, lo que lo hace poco rentable, por ejemplo, para el transporte de mercancías. De ahí la razón de que la gran mayoría de buques con propulsión nuclear sean militares.

Por norma, un reactor naval es capaz de producir entre 50 y 200 MW de potencia eléctrica, en contraposición a los 1.600 MW que pueden llegar a producir sus homólogos terrestres. En el caso de los submarinos, las restricciones de espacio propias de la plataforma obligan a núcleos de menor tamaño, pero con mayor densidad energética para alcanzar dichos rendimientos. Por esta razón, los reactores navales han evolucionado para incorporar combustible con un mayor grado de enriquecimiento. De este modo, un reactor de una central eléctrica terrestre opera con un nivel de enriquecimiento de entre el 3 o el 4 por 100, mientras que determinados reactores navales pueden llegar a operar con un enriquecimiento del combustible cercano al 95 por 100, igual al empleado en las armas nucleares. La densidad energética del HEU (Highly Enriched Uranium) permite a los submarinos de la US Navy operar sin necesidad de repostar combustible durante la totalidad de su vida operativa. Otras Armadas, como la francesa o la china han optado por reactores alimentados con LEU (Low Enriched Uranium) o con HEU de menor enriquecimiento, por lo que deben reponer el material fisionable con cierta periodicidad.

Han existido proyectos de trasladar esta tecnología al ámbito civil. En 1962 entró en servicio el NS Savannah, el primer buque civil de propulsión nuclear. Le siguieron el alemán Otto Hahn en 1963 y el japonés Mutsu en 1972. Ninguno de los tres resultó económicamente viable, por lo que se abandonó esta vía de desarrollo. No obstante, esta tecnología ha demostrado ser útil en los rompehielos árticos desarrollados por la URSS, cuyas necesidades de potencia y dificultad para reabastecimiento justifican el empleo de este tipo de propulsión.

2.1. Inventario de reactores móviles

Se pueden ver en las siguientes Figura 2-1, Figura 2-2, Figura 2-3 y Figura 2-4 los buques de las principales flotas nucleares del mundo. La de Estados Unidos y la rusa.

Ship Type	Ship Class	# in Class	Average Ship Age (yrs)	Ship Service Life (yrs) *	Reactor Type	Reactor Life
CVN	Nimitz	10	27	50	2 x A4W	Mid-life refueling required at about 25 years. Five CVNs refueled, one in process in 2018, last to be completed by about 2034.
CVN	Ford	1	1	50	2 x A1B	Mid-life refueling required at about 25 years. 1 st CVN refueling due in about 2042.
SSBN	Ohio	14	27	42 (extended from 30)	S8G	Mid-life refueling required at about 21 years. Ten SSBNs refueled, last to be completed in about 2022.
SSGN	Ohio (cruise missile conversion)	4	35	42 (extended from 30)	S8G	Mid-life refueling required at about 21 years. All have been refueled.
SSN	688 Flight I	2 ***	35.5	33 ** (extended from 30)	S6G/D1G, then D2W	Mid-life refueling required at about 15 years. The three remaining boats have been refueled with a D2W core.
SSN	688 Flight II	8	31	33 ** (extended from 30)	S6G/D2W	Life-of-the-boat
SSN	688i (Improved)	22	25	33 ** (extended from 30)	S6G/D2W	Life-of-the-boat

Ship Type	Ship Class	# in Class	Average Ship Age (yrs)	Ship Service Life (yrs) *	Reactor Type	Reactor Life
SSN	Seawolf (SSN-21, -22)	2	20	30	S6W	Life-of-the-boat
SSN	Seawolf (SSN-23, Jimmy Carter)	1	13.5	30	S6W	Life-of-the-boat
SSN	Virginia Block I	4	11	33	S9G	Life-of-the-boat
SSN	Virginia Block II	6	7	33	S9G	Life-of-the-boat
SSN	Virginia Block III	5	2	33	S9G	Life-of-the-boat
MTS	Lafayette- and James Madison-class SSBNs	2	54	Not applicable	S5W	The existing MTS boats are <i>USS Daniel Webster</i> and <i>USS Sam Rayburn</i> . They are approaching the end of core life and will be replaced by two Los Angeles Flight I SSNs that are being converted into MTS configuration.

Figura 2-1: Flota Nuclear Estados Unidos (med-2018).

Class	# in Class	Length	Beam	Displacement (tons)	Reactor	Shaft hp	Max speed (kts)	Years delivered	Years in service
NS Savannah passenger + bulk cargo carrier	1	596 ft (181.7 m)	78 ft (23.8 m)	22,000	1 x 74 MWt B&W 2-loop PWR	22,000	22+	1962	1962 - 72
Sturgis floating nuclear power plant	1	441 ft (134.4 m)	56 ft (17.1 m)	14,500	1 x 45 MWt MH-1A single-loop PWR	0 shp; 10 MWe to shore facilities	0	1962	1968 - 75 at Panama Canal
USNS American Explorer oil tanker	1	595 ft (181 m)	80 ft (24 m)	14,980	1 x GE 630A gas-cooled reactor (original plan)	Not specified	20	1959, completed with conventional boilers	
MARAD PD108 bulk cargo carrier	0				1 reactor, type not specified			Concept only	Concept only

Figura 2-2 Buques nucleares civiles de Estados Unidos.

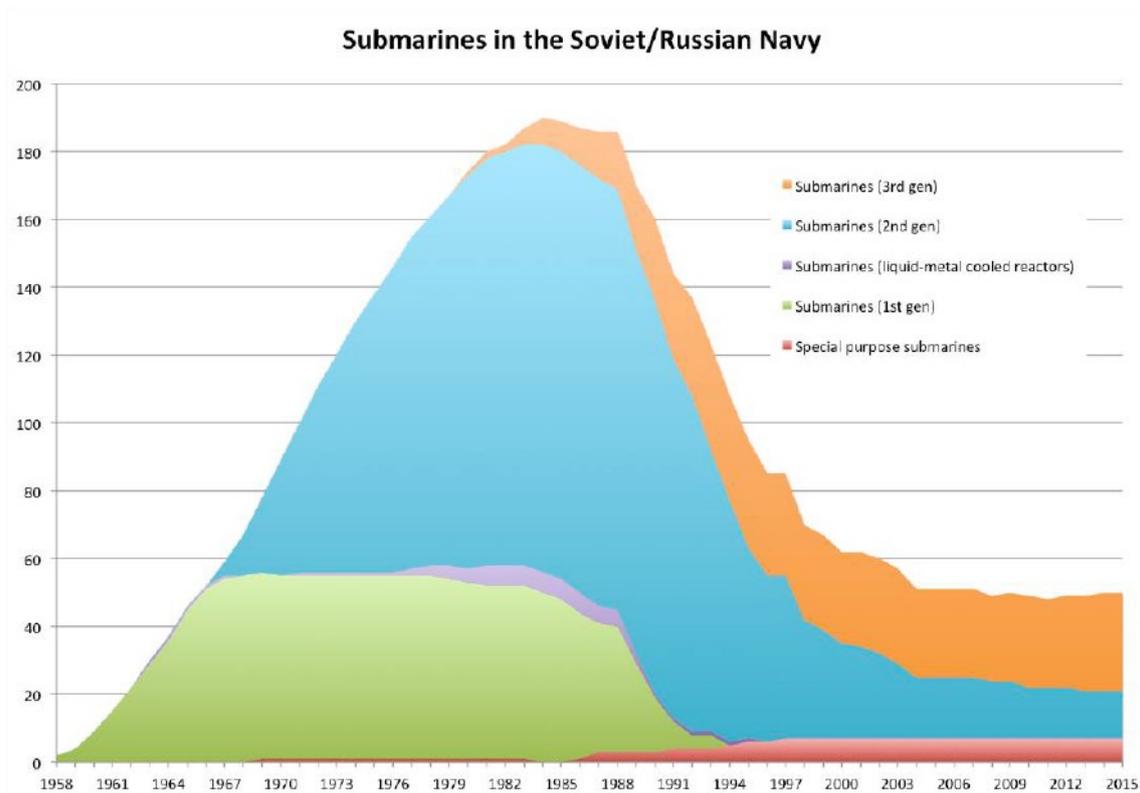


Figura 2-3: Flota Soviética / Rusa.

Reactor system	Reactors	Design bureau	Power (MWt)	Initial ops	Application
OK-150	3 x PWR	Afrikantov	90	1959	<ul style="list-style-type: none"> • <i>Lenin</i> icebreaker, original reactor plant. • Powered the world's 1st nuclear surface ship.
OK-900	2 x PWR	Afrikantov	159	1970	<ul style="list-style-type: none"> • <i>Lenin</i> icebreaker, replacement reactor plant. • Modular PWR design.
OK-900A	2 x PWR	Afrikantov	171	1975	<ul style="list-style-type: none"> • Six Arktika-class deep-water icebreakers. • Also was the basis for the KLT-40, the KN-3 naval reactor and the OK-650 series of submarine reactors.
KLT-40	KLT-40	Afrikantov	135	1988	<ul style="list-style-type: none"> • 1 x KLT-40 powers <i>Sevmorput</i> LASH icebreaking cargo ship. • Derived from the OK-900A.
KLT-40M	KLT-40M	Afrikantov	171	1989	<ul style="list-style-type: none"> • 1 x KLT-40M powers each of two Taymyr-class icebreakers. • Derived from the OK-900A.
KLT-40S	KLT-40S	Afrikantov	150	2015 expected	<ul style="list-style-type: none"> • 2 x KLT-40S are installed on the floating nuclear power plant <i>Akademik Lomonozov</i>. Not used for propulsion.
RITM-200	RITM-200	Afrikantov	175	2020 Expected	<ul style="list-style-type: none"> • 2 x RITM-200 PWRs power the LK-60-class "universal" icebreakers.
KN-3	2 x VM-16 PWRs	Afrikantov	300 (est)	1980	<ul style="list-style-type: none"> • Usually described as a Combined Nuclear and Steam (CONAS) plant. Used on four Project 1144.2 Orlan (Kirov)-class CGNs, and likely intended for the Project 1143.7 Ulyanovsk-class aircraft carrier. • Sometimes referred to as an OK-900B, which supports other evidence that KN-3 is based on OKBM Afrikantov's OK-900A modular PWR plant used on the Arktika-class icebreakers.
OK-900 variant	2 x PWR	Afrikantov	171 (est)	1989	<ul style="list-style-type: none"> • One Project 1941 (Titan) "Ural" command, control & communications ship. • Similar to the Arktika-class icebreaker OK-900A nuclear reactors.

Figura 2-4: Buques rusos de superficie.

Aunque el número de unidades ha descendido considerablemente desde el final de la guerra fría, la alta eficiencia de este tipo de buques los hace del todo imprescindibles.

2.1.1.Savannah

En 1955, el presidente Dwight Eisenhower propuso construir un barco mercante de propulsión nuclear como escaparate de su iniciativa "Átomos para la paz".

En 1956, el Congreso autorizó la construcción del primer buque mercante de propulsión nuclear de EE. UU., NS Savannah (15), como un proyecto conjunto entre la Administración Marítima del Departamento de Comercio y la Comisión de Energía Atómica (AEC).

Fechas clave:

- Quilla colocada: Día marítimo, 22 de mayo de 1958 en New York Shipbuilding, Camden, NJ
- Botado: 21 de julio de 1959
- Criticidad inicial: 21 de diciembre de 1961
- Entregado: marzo de 1962 a la Administración Marítima

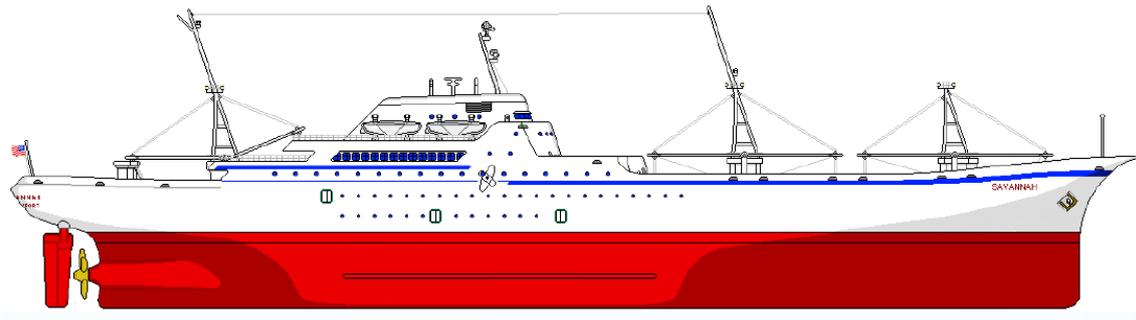


Figura 2-5: NS Savannah.

Longitud: 596 pies (181,7 m); manga de 78 pies (23,8 m); Desplazamiento a plena carga: 22.000 toneladas

Propulsión:

- Reactor de agua presurizada tipo lazo Babcock & Wilcox de 74 MWt ubicado en el medio del barco, dentro de un recipiente de contención de acero.
- 1 x turbina de vapor principal que entrega 22.000 shp a un solo eje; velocidad: 22+ nudos.
- Propulsión de emergencia mediante 2 generadores diésel que accionan un motor eléctrico de 750 hp acoplado al eje principal.

Asuntos operativos:

- Diseñado originalmente para transportar 60 pasajeros y 124 tripulantes + 8.500 toneladas de carga a granel
- Agosto de 1962 - Febrero de 1963: Operado por State Marine Lines en viajes domésticos de pasajeros / carga, comenzando el 20 de agosto de 1962.
- Mayo de 1964 a marzo de 1965: operado por American Export-Isbrandtsen Lines en viajes nacionales e internacionales de pasajeros / carga.
- Agosto de 1965: alquilado a First Atomic Ship Transport (FAST), Inc. (parte de American Export-Isbrandtsen Line), servicio de pasajeros discontinuado y barco utilizado para transportar carga (hasta 10,000 toneladas) entre los EE. UU. Y Europa / Mediterráneo hasta 1971.
- Entre 1962 y 1971, Savannah recorrió 450,000 millas (724,204 km) con energía nuclear; visitó 32 puertos nacionales y 45 puertos internacionales en 26 países.

2.1.2.Reactor del Savannah

El reactor tiene una potencia de 74 MWt, 2 lazos PWR diseñados por Babcock & Wilcox.

Núcleo: 164 barras de combustible por elemento combustible; 32 elementos combustibles en una estructura de rejilla de reactor de acero inoxidable.

Combustible: pellets de UO_2 en varillas de acero inoxidable; dos zonas de enriquecimiento: 4,2% (16 elementos combustibles más internos); 4,6% (16 elementos combustibles más externos).

Control de reactividad: 21 barras de control cruciformes; acero inoxidable borado con camisa de de acero inoxidable.

Vida útil del diseño del núcleo: 6 años (núcleo 1)

Reabastecimiento de combustible: a finales de 1968, cuando regresó a Galveston, TX para mantenimiento y reabastecimiento de combustible, Savannah había navegado 350.000 millas (563.270 km) con su primer núcleo. Un segundo núcleo completo estaba disponible pero no era necesario. El reabastecimiento de combustible implicó reemplazar solo cuatro elementos de combustible y reordenar el resto. El núcleo reabastecido operó hasta 1971, momento en el que Savannah había recorrido un total de 450.000 millas (724.204 km) antes de su retiro.

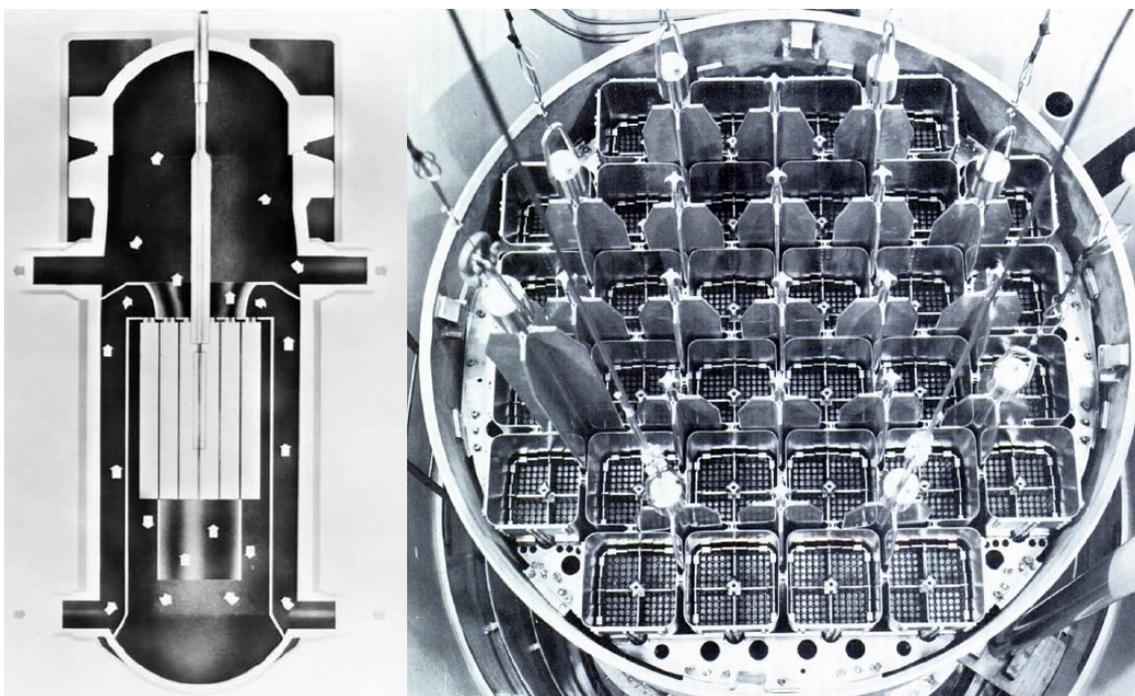


Figura 2-6:Reactor del NS Savannah.

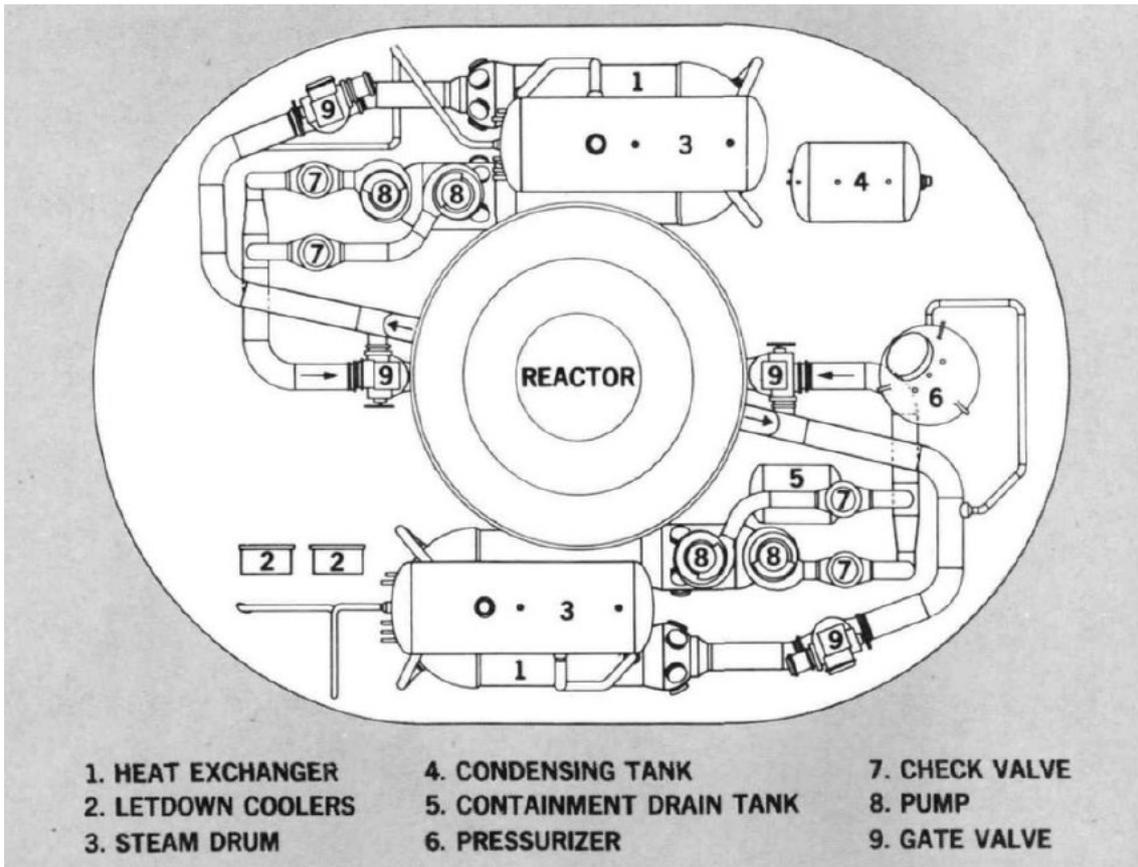


Figura 2-7: Sistema primario del NS Savannah.

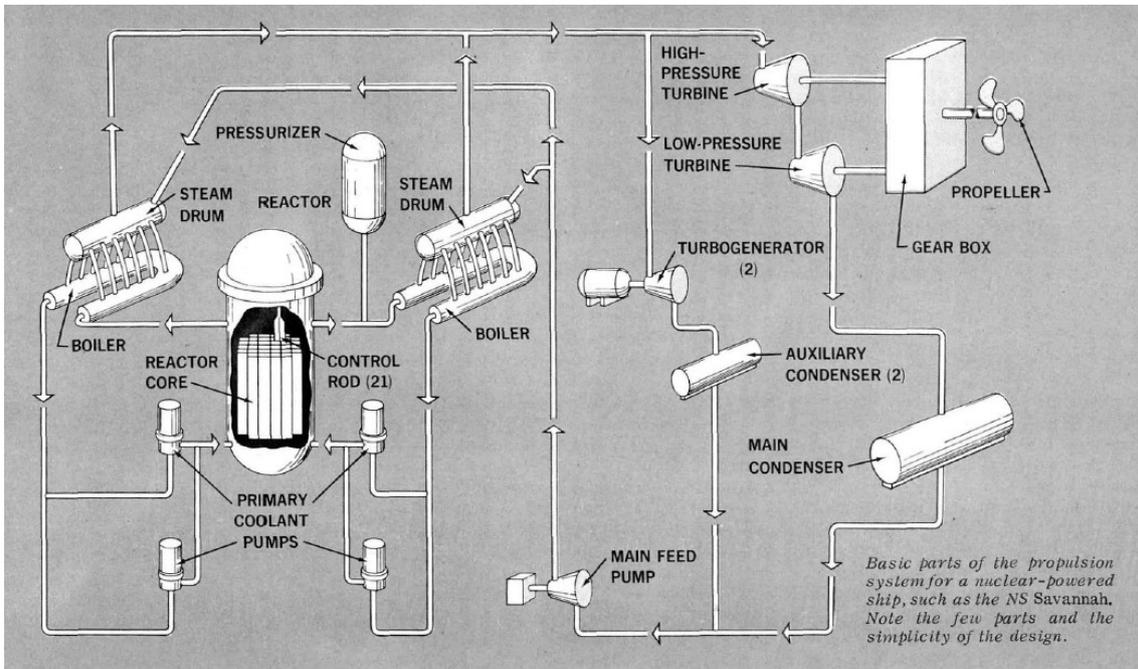


Figura 2-8: Planta de propulsión del NS Savannah.

2.1.3. Otto Hahn

GKSS era el propietario y la autoridad operativa del carguero de mineral de propulsión nuclear Otto Hahn. El desarrollo del barco comenzó en 1960 bajo la supervisión del físico alemán Erich Bagge. Fue uno de los fundadores y director de GKSS.

En noviembre de 1961, GKSS contrató a Howaldtswerke Deutsche Werft AG de Kiel para construir el Otto Hahn (16) cuya imagen se representa en la Figura 2-9. La quilla se colocó el 31 de agosto de 1963 y el Otto Hahn se botó el 13 de junio de 1964. El reactor se instaló en 1968 después de las pruebas preliminares en GKSS en 1967. El buque se completó el 1 de octubre de 1968 y se puso en servicio el 11 de octubre de 1968.

Eslora: 172 m (564,5 pies); manga de 23,4 m (76,8 pies); Desplazamiento a plena carga: 25.790 toneladas; velocidad máxima: 15,7 nudos

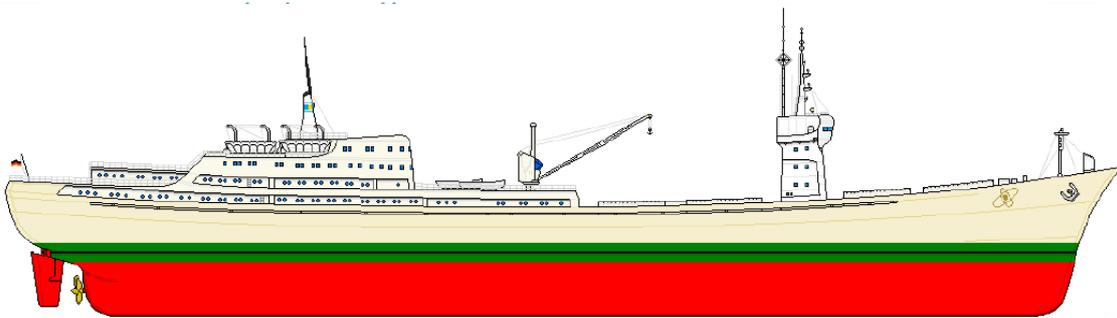


Figura 2-9: Otto Hahn.

2.1.4. Reactor del Otto Hahn

Reactor: PWR integral de 38 MWt (reactor y tres generadores de vapor en un recipiente común)

- El reactor fue diseñado y fabricado por Deutsche B&W e Internationale Atomreaktorbau GmbH (Interatom) es una versión ligeramente modificada del generador de vapor nuclear consolidado 1 de Babcock & Wilcox (B&W) (CNSG I).
- Ubicado en el medio del barco, dentro de un recipiente de contención de acero.
- Combustible: gránulos de UO₂ en barras de combustible de Zr-4; Enriquecimiento de 3,5% y 6,6%; enriquecimiento de núcleo promedio: 4,03%
- Núcleo del reactor Figura 2-10: Sección transversal del núcleo hexagonal, compuesta por 12 elementos combustibles “centrales” de sección cuadrada con barras de control y 4 elementos combustibles de esquina triangular sin barras de control.

- Criticidad inicial en GKSS, Geestacht: noviembre de 1967; y a bordo de Otto Hahn: agosto de 1968
- Vida útil del núcleo: 900 días a plena potencia (21.600 horas equivalentes a plena potencia); repostado en 1972.

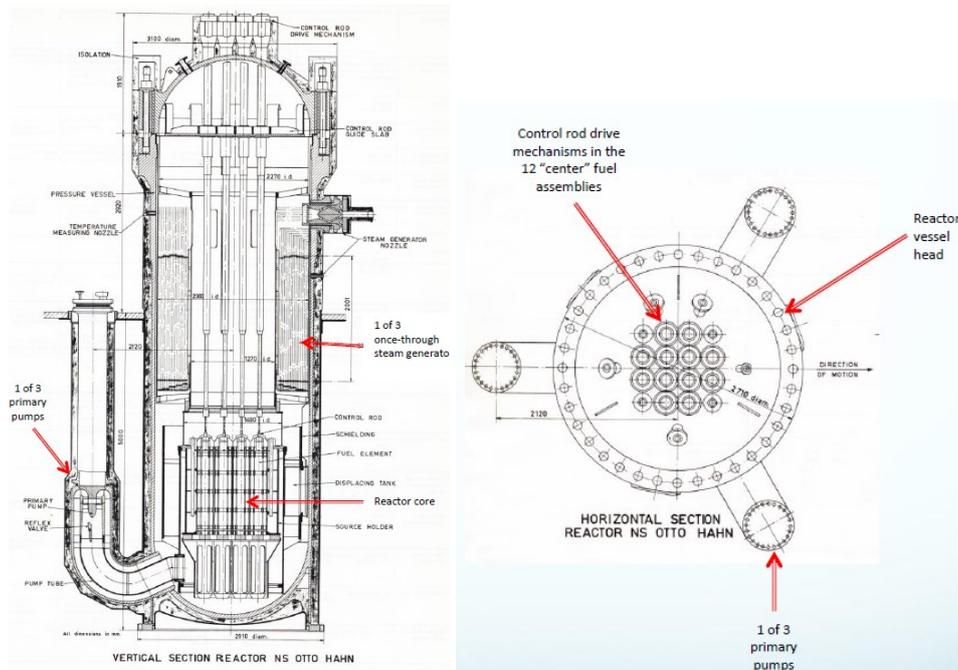


Figura 2-10: Sección vertical del Reactor Otto Hahn

2.1.5. Mutsu

En agosto de 1963, el gobierno japonés estableció la Agencia de Investigación y Desarrollo de Buques Nucleares de Japón y aprobó el desarrollo del primer buque de propulsión nuclear de Japón basado en el "Plan básico sobre los estudios necesarios para la investigación y el desarrollo de buques de propulsión nuclear" preparado por Instituto de Investigación de Energía Atómica de Japón (JAERI).

El Mutsu que se representa en la Figura 2-11 estaba destinado a servir como un prototipo de barco comercial de propulsión nuclear para el transporte de cargas especiales y la formación de tripulaciones en la operación de buques nucleares.

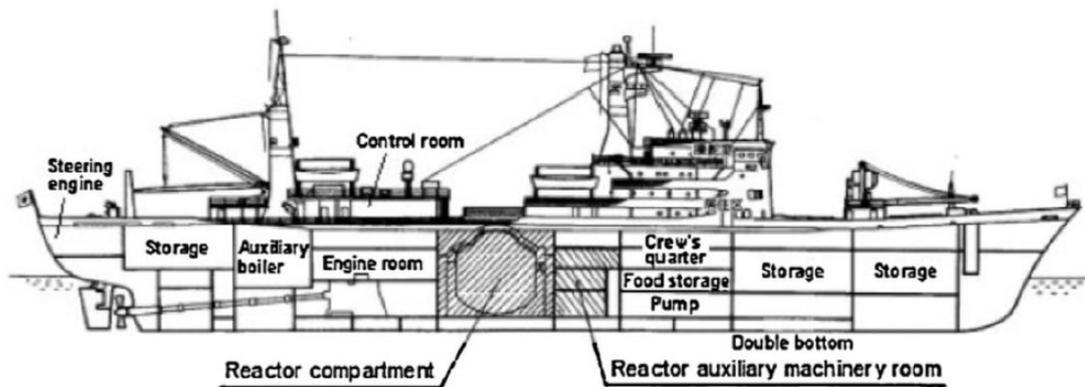


Figura 2-11: Mutsu

El Mutsu fue construido por Ishikawajima-Harima Heavy Industries, que comenzó la construcción en su segunda fábrica de Tokio el 17 de noviembre de 1968. El casco fue terminado y botado el 12 de junio de 1969 sin el reactor instalado.

Eslora: 130 m (426,5 pies); manga: 19 m (62 pies); Desplazamiento a plena carga: 10.400 toneladas.

El 13 de julio de 1970, el casco completo de Mutsu fue remolcado desde el astillero hasta el puerto de Ohminato en la bahía de Mutsu, donde se instaló el reactor y se llevó a cabo el equipamiento final del barco. La instalación del reactor se completó el 25 de agosto de 1972 y el combustible nuclear se cargó el 4 de septiembre de 1972.

2.1.6.Reactor del Mutsu

Reactor: 2 x lazo, 35 MWt PWR Figura 2-12 y Figura 2-13

- Diseñado por Mitsubishi Atomic Power Industries
- Combustible: Pellet de UO_2 en varillas de acero inoxidable en 11 x 11 elementos combustibles. El núcleo constaba de 32 elementos combustibles en dos zonas de enriquecimiento: 3,24% en los elementos combustibles internos y 4,44% en los elementos combustibles externos.
- Vida útil del núcleo: 13.500 megavatios-día (MWd); 9.257 horas equivalentes a plena potencia (EFPH)
- Ubicado en medio del barco, dentro de un recipiente de contención de acero. Volumen total del recipiente de contención: 3,149 m³ (111,206 ft³); peso total con reactor: alrededor de 3200 toneladas

Propulsión: Turbina de vapor, 10,000 shp, impulsando un solo eje. Velocidad máxima: 16,5 nudos.

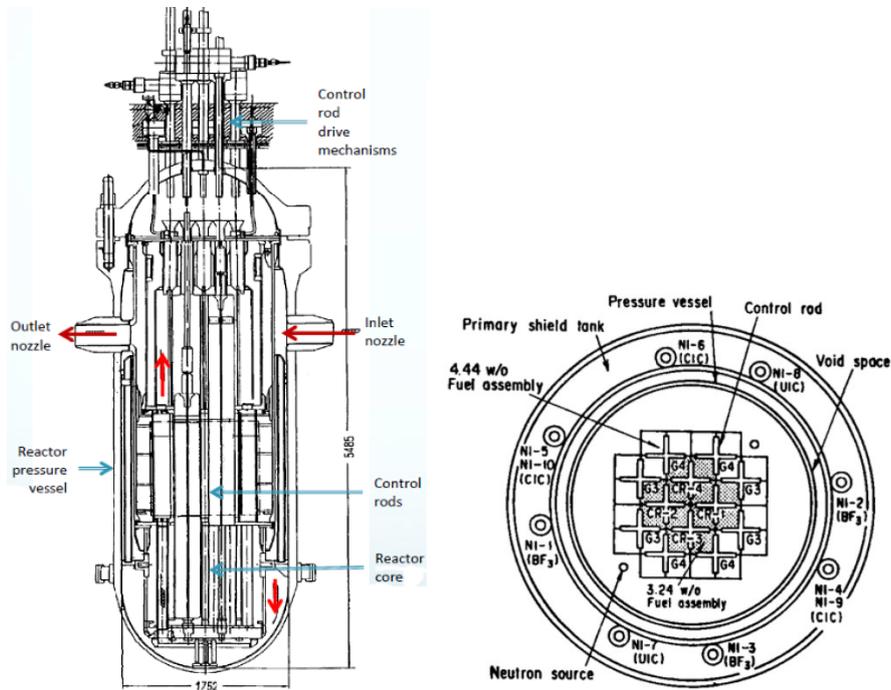


Figura 2-12: Reactor del Mutsu

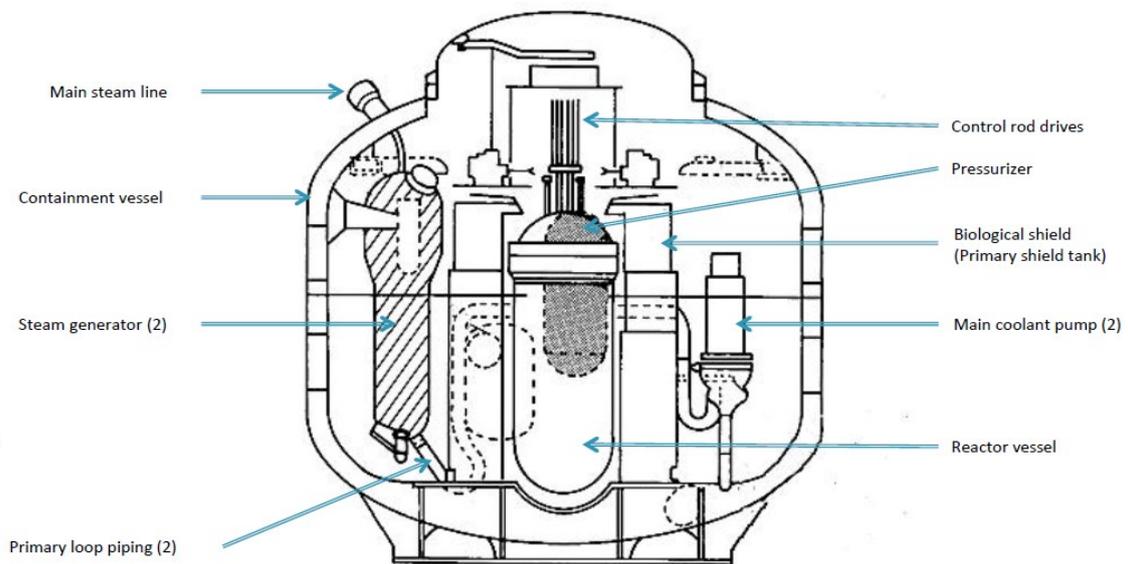


Figura 2-13: Sistema primario del Mutsu.

En este caso concreto, hubo que realizar modificaciones en el diseño del blindaje primario, ya que el modelo inicial se construyó en base unas simulaciones muy básicas y se produjeron rutas de fuga de radiación (17).

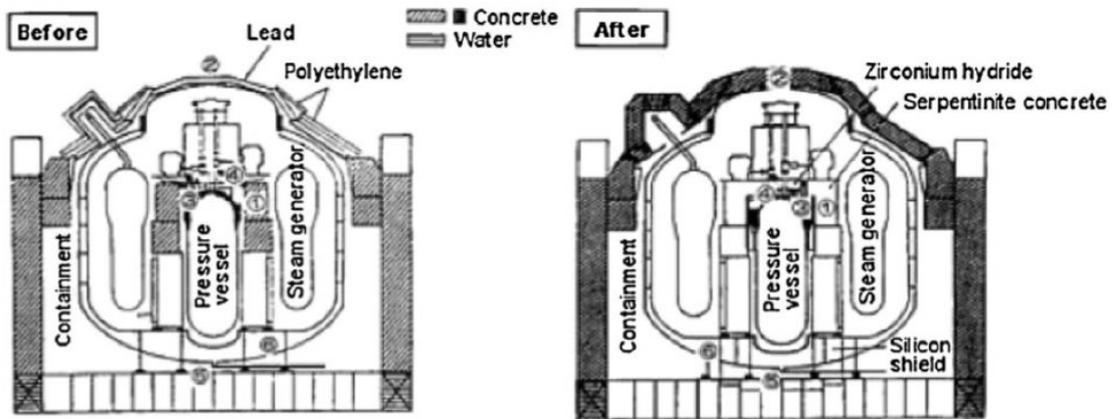


Figura 2-14: Modificaciones del blindaje del Mutsu (18).

2.1.7. Other reactor designs

Reactor ACP100 de la CNNC ver Figura 2-15

- Potencia de 385 MWt
- 57 elementos combustibles de 17x17 con un enriquecimiento medio <5%
- Recarga cada 2 años.
- Diseño integral del primario



Figura 2-15: CNNC ACP100, 385 MWt (19)

Reactor ACPR50S de la CGN ver Figura 2-16

- Potencia de 200 MWt
- 37 elementos combustibles de 17x17 con un enriquecimiento medio <5%
- Recarga cada 2,5 años.
- Diseño del primario con dos lazos.

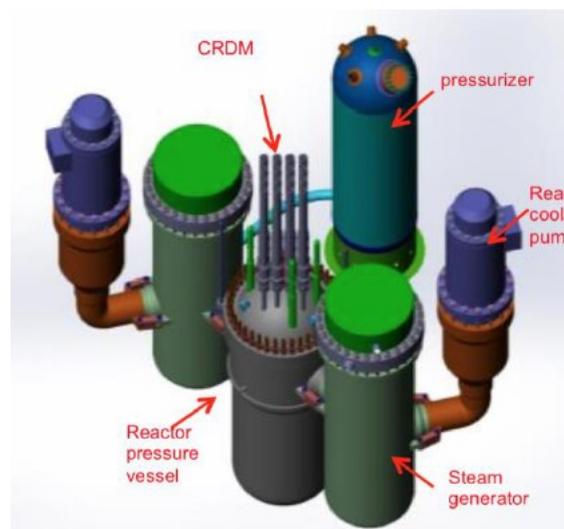


Figura 2-16: CGN ACPR50S, 200 MWt

Reactor Integral PWR CNSG I de B&W (20) ver Figura 2-17

- Potencia de 38 MWt
- Pellets de UO_2 con un enriquecimiento medio $<5\%$ en barras de zircaloy.
- Reactor usado en el Otto Hahn.

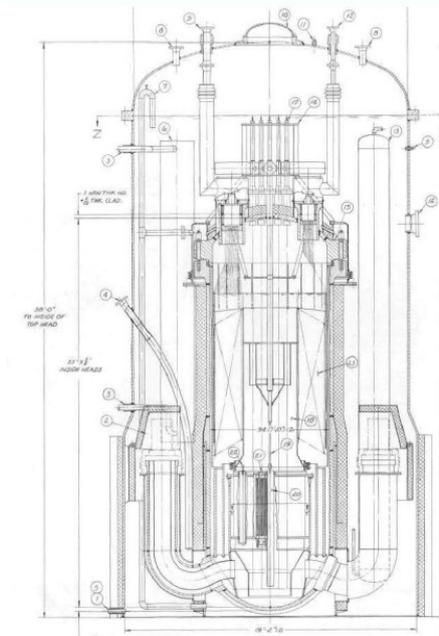


Figura 2-17: B&W Consolidated Nuclear Steam Generator I, 38 MWt.

Reactor Integral PWR CNSG II de B&W ver Figura 2-18

- Potencia de 184 MWt
- Pellets de UO_2 con un enriquecimiento medio $<5\%$ en barras de zircaloy.
- Barras de control entran desde abajo.
- Contención húmeda.

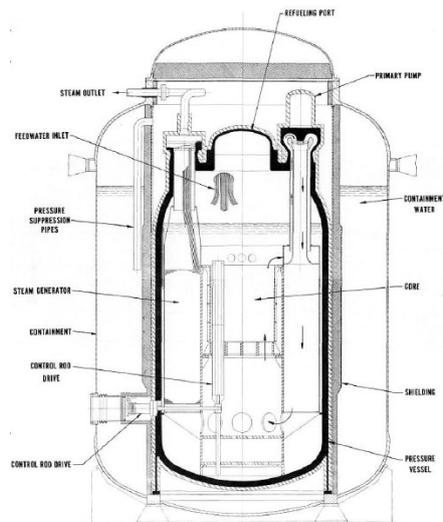


Figura 2-18: B&W Consolidated Nuclear Steam Generator II, 184 MWt.

Reactor Integral PWR CNSG III de B&W ver Figura 2-19

- Potencia de 365 MWt
- Pellets de UO_2 con un enriquecimiento medio $<5\%$ en barras de zircaloy.
- Reactor usado en el Otto Hahn.
- Las barras de control entran desde arriba.

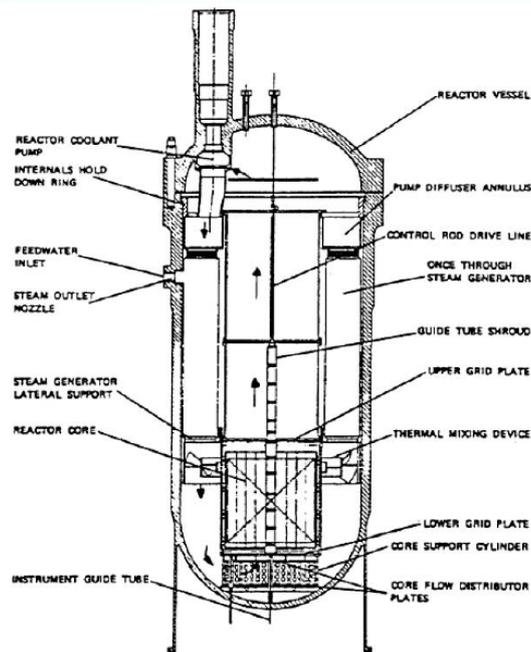


Figura 2-19: B&W Consolidated Nuclear Steam Generator III, 365 MWt (21).

Reactor PWR de Combustion Engineering ver Figura 2-20

- Potencia de 80 MWt
- Pellets de UO_2 con un enriquecimiento medio $<5\%$ en barras de acero inoxidable.
- 61 elementos combustibles hexagonales.
- Diseño del primario con un único lazo.

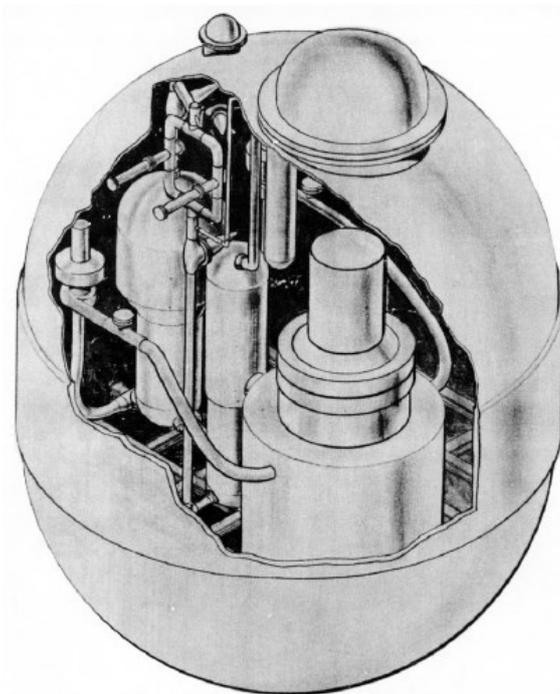


Figura 2-20: Combustion Engineering indirect cycle marine PWR, 80 MWt.

Reactor Unified Modular (UNIMOD) PWR integrado ver Figura 2-21

- Potencia de 80 MWt
- Pellets de UO_2 con un enriquecimiento medio de 5,9% en barras de acero inoxidable.
- 61 elementos combustibles hexagonales.

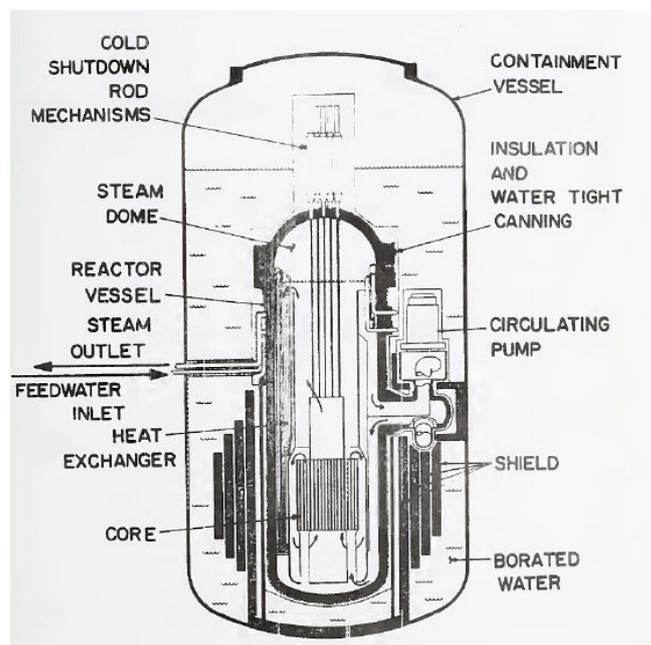


Figura 2-21: Combustion Engineering UNIFIED MODular (UNIMOD) marine PWR, 80 MWt (22).

Reactor PWR integrado de United Nuclear ver Figura 2-22

- Potencia de 63-187 MWt
- Pellets de UO_2 con un enriquecimiento $<4,5\%$ en barras de zircaloy.
- Control de la reactividad mediante barras de control.
- Blindaje por tanque de agua.

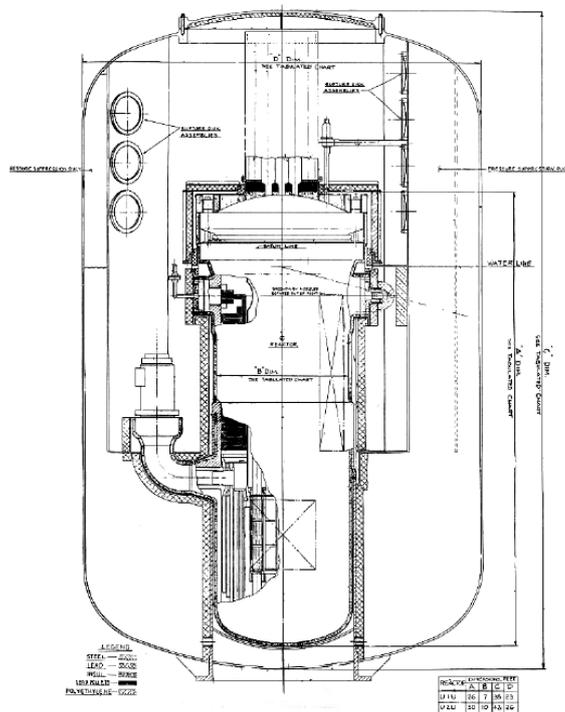


Figura 2-22: United Nuclear, 63 / 187 MWt (23).

Reactor de Gas 630A de General Electric (24) ver Figura 2-23

- Potencia de 66 MWt
- Pellets de UO_2 con un enriquecimiento 93% en barras de 80Ni-20Cr.
- Refrigerado por aire.
- Reflector de Óxido de Berilio.
- Blindaje por Berilio, Acero, Plomo y Agua.

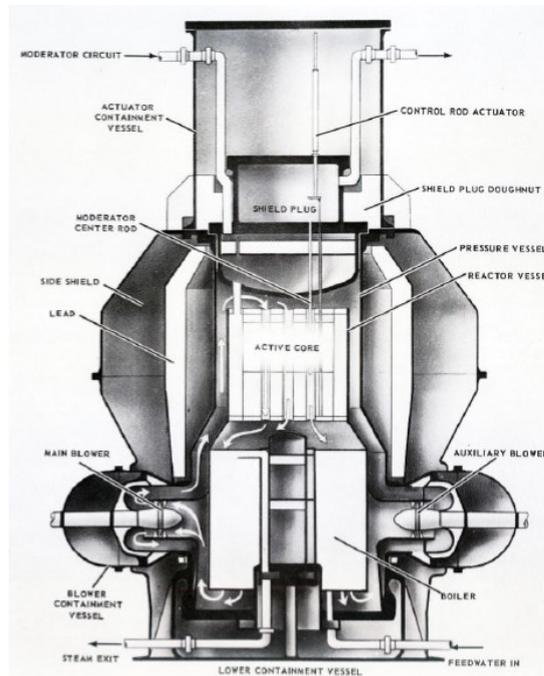


Figura 2-23: General Electric 630A Nuclear Steam Generator, 66 MWt (25).

Reactor MGCR (*Maritime Gas-Cooled Reactor*) refrigerado por gas de General Atomics Maritime ver Figura 2-24

- Potencia de 74 MWt
- Pellets de UO_2 con un enriquecimiento 8,85% en barras de Inconel.
- Control de la reactividad mediante barras de control.
- Blindaje por tanque de agua.

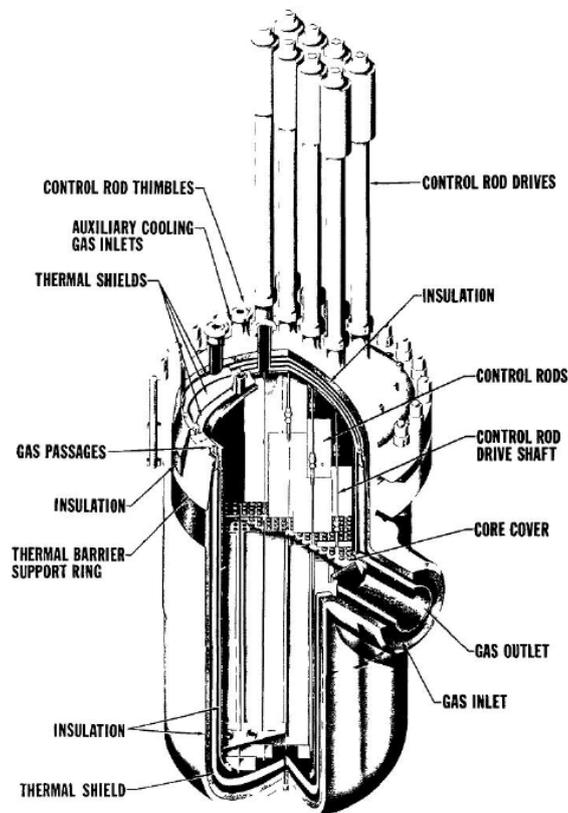


Figura 2-24: General Atomics Gas-Cooled Reactor (MGCR), 74 MWt.

Reactor LWNP (Light-Weight Nuclear Propulsion) refrigerado por gas de Westinghouse ver Figura 2-25

- Potencia variable.
- Pellets cilíndricos de UO_2 enriquecido en cama de TRISO.
- Elementos combustible hexagonales.
- Blindaje de Tungsteno e Hidruro de Zirconio.

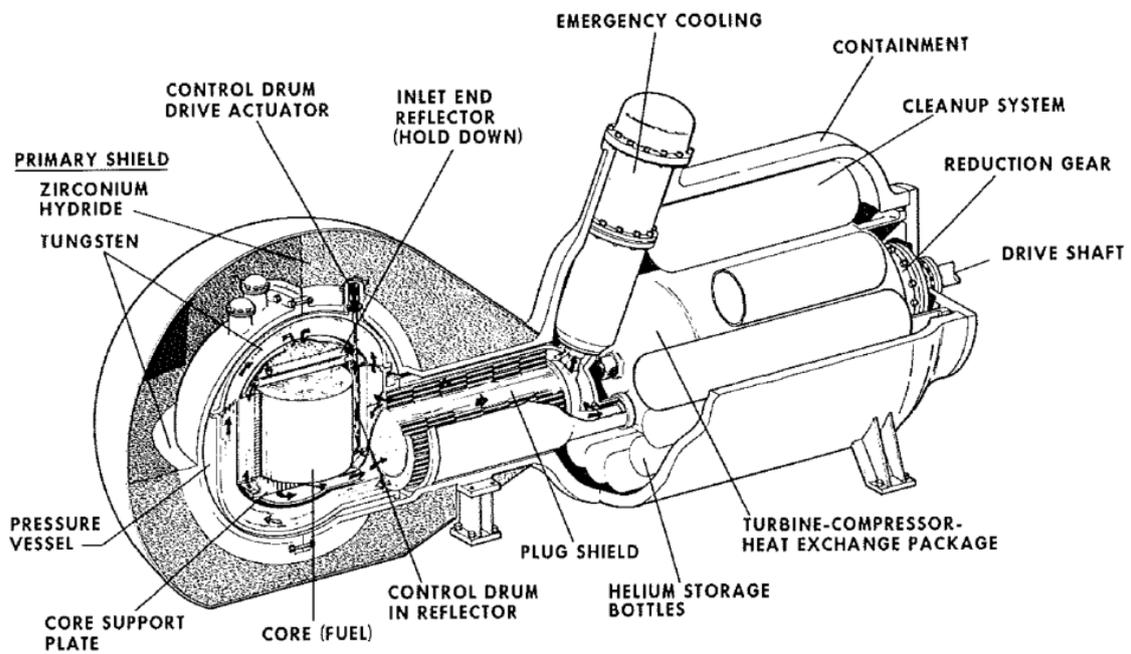


Figura 2-25: Westinghouse Gas-Cooled Light-Weight Nuclear Propulsion (LWNP). (26)

OK-150 PWR de lazo de OKBM ver Figura 2-26

- Potencia de 90 MWt.
- Pastillas de UO_2 enriquecido al 5%.
- Usado únicamente en el rompehielos Lenin.

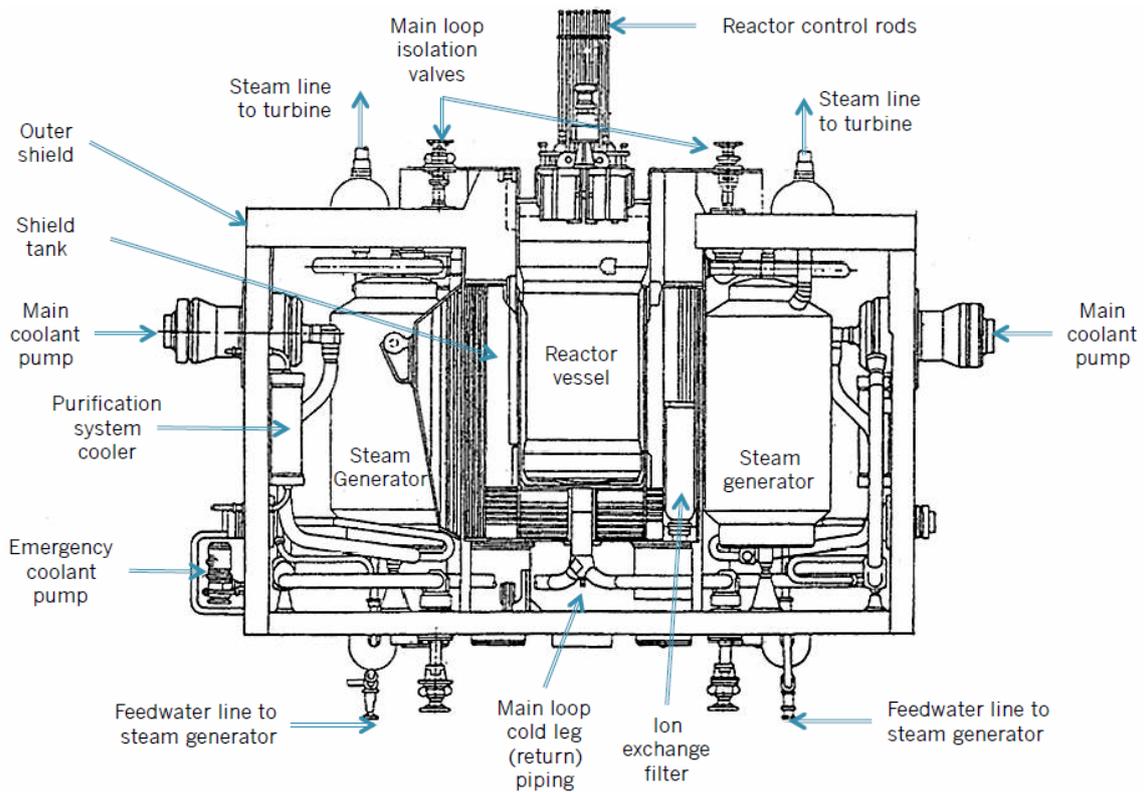


Figura 2-26: OK-150 loop-type PWR, 90 MWt (27)

OK-900 PWR de lazo de OKBM ver Figura 2-27

- Potencia de 100 - 171-180 MWt.
- Pastillas de UO₂ enriquecido al del 5% - 45% - 68,6% respectivamente.
- También usado en el rompehielos Lenin reemplazando el OK-150.
- Reactor precursor del KLT-40.



Figura 2-27: OK-900 modular PWR, 159 MWt

KLT-40 PWR de lazo de OKBM ver Figura 2-28

- Potencia de 135 – 171 MWt.
- Pastillas de UO₂ enriquecido al del 30% - 40%.
- Reactor precursor del instalado en el rompehielos Arktika.

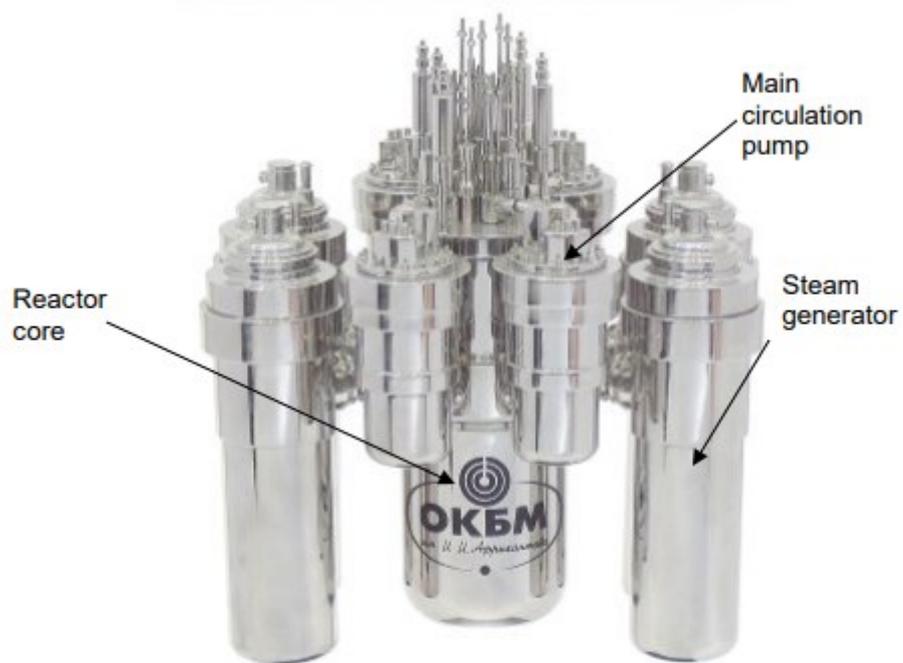


Figura 2-28: KLT-40 modular PWR, 135-171 MWt

RITM-200 PWR integral de OKBM ver Figura 2-29 y Figura 2-30

- Potencia de 175 MWt.
- Pastillas de Uranio metálico Cermet enriquecido al <20%.
- Funciona 12 años ininterrumpidamente.
- El RITM-200M se usa en plataformas flotantes.

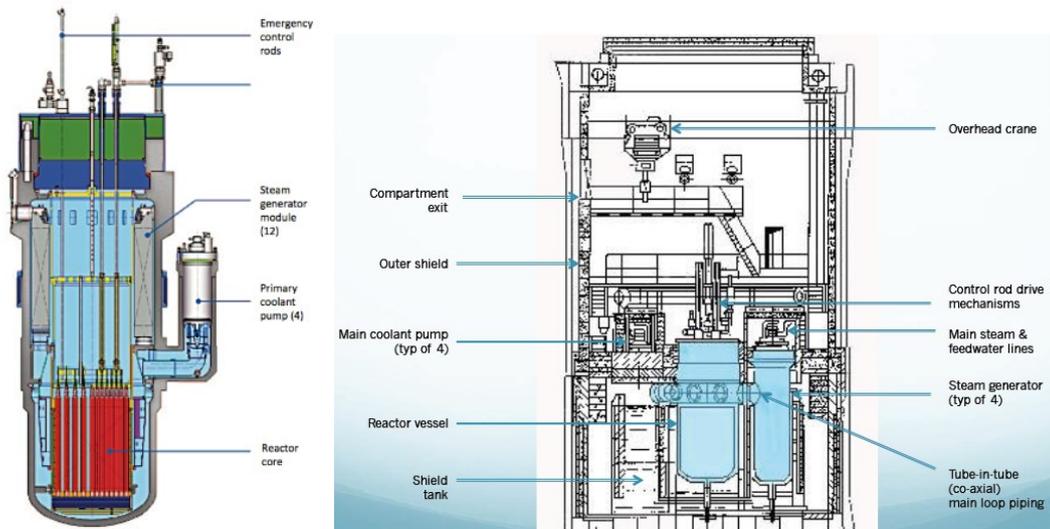


Figura 2-29: RITM-200 integral PWR, 175 MWt

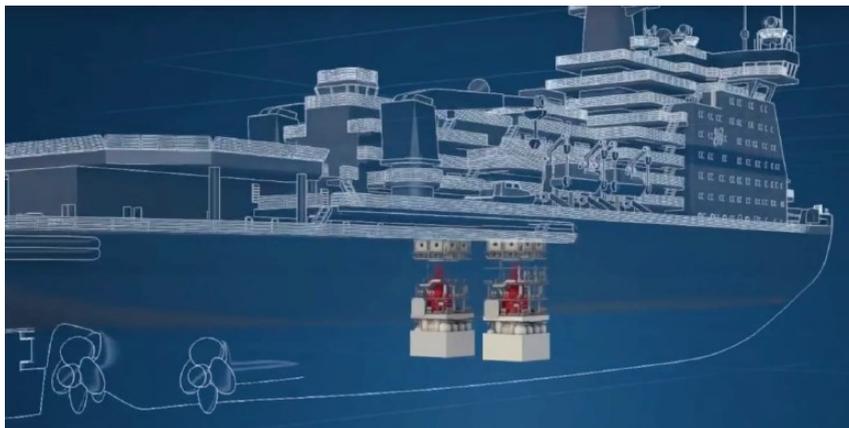


Figura 2-30: Arktika icebreaker with 2 RITM-200 integral PWR

K15 PWR integral (28) de DCN ver Figura 2-31

- Potencia de 150 MWt.
- Pastillas de Uranio tipo “Caramel” enriquecido al 7%.
- Funciona 10 años ininterrumpidamente.
- El K15 se usa en el portaaviones Charles de Gaulle.

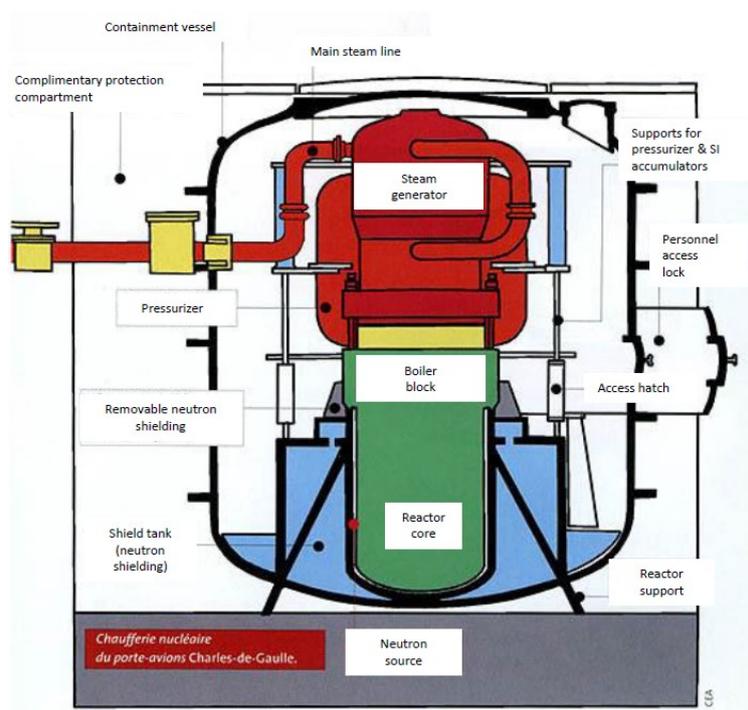


Figura 2-31: K15 Integral Primary System, 150 MWt (29).

MRX (Marine Reactor X) ver Figura 2-32

- Diseñado por JAERI a mediados de los 70.
- Reactor integral de 100 MWt escalable hasta 300 MWt.
- Combustible de UO_2 enriquecido al 4,3% en barras de zircaloy.

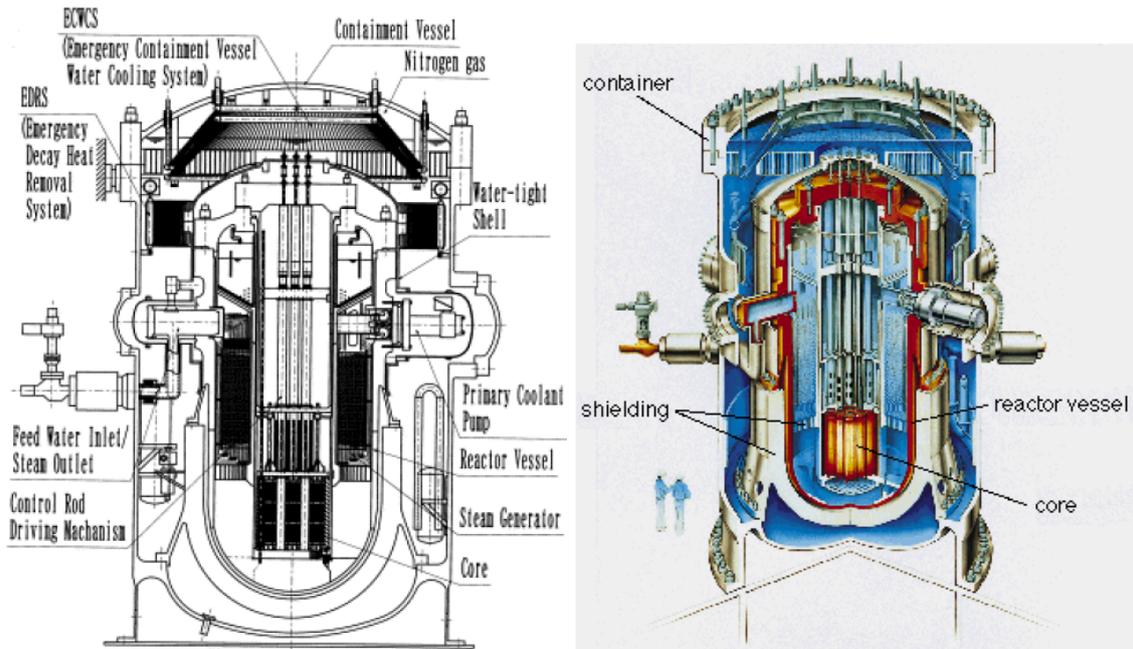


Figura 2-32: MRX (Marine Reactor X), 100 MWt (30)

DRX (Deep-sea Reactor X) ver Figura 2-33

- Diseñado por JAERI (31)
- Pequeño, integral, circulación natural, PWR de 70 kWt
- Combustible de UO₂ enriquecido al 88,3%.
- Se diseña para operar en continuo durante cuatro años una potencia media del 30%.

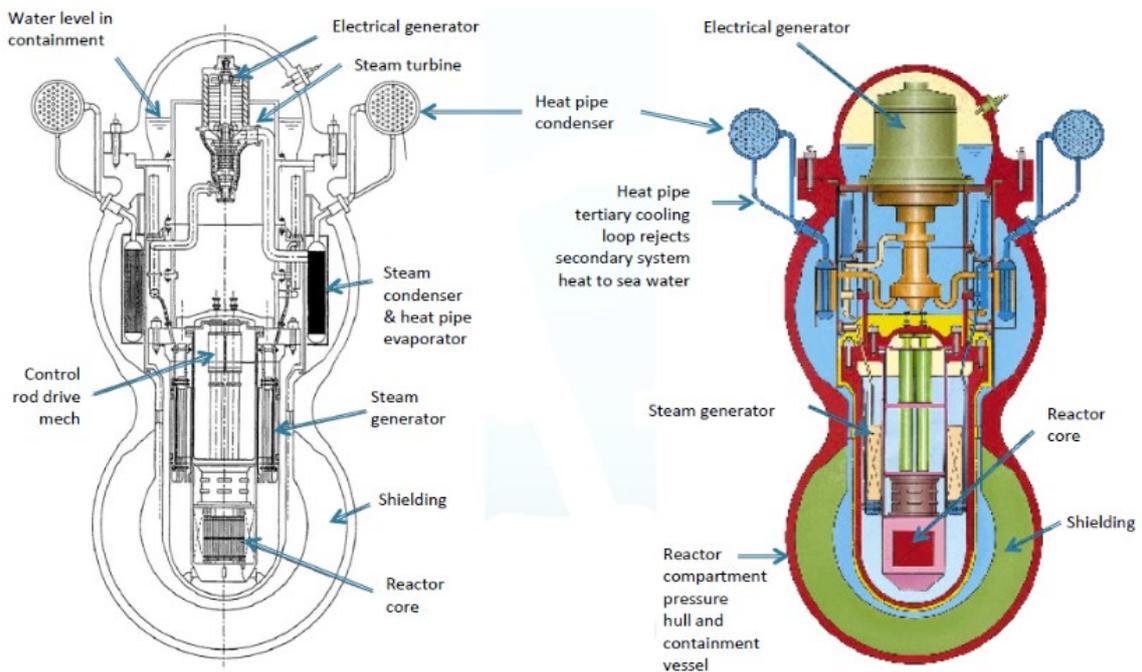


Figura 2-33: DRX (Deep-sea Reactor X), 750 kWt

Reactor del submarino nuclear brasileño (ver Figura 2-34 y Figura 2-35).

- PWR de dos lazos de 48 MWt
- 21 Elementos combustibles
- Los sistemas del reactor están rodeados de una contención de acero, rodeado por un tanque de agua que actuaría como blindaje o como refrigeración pasiva.

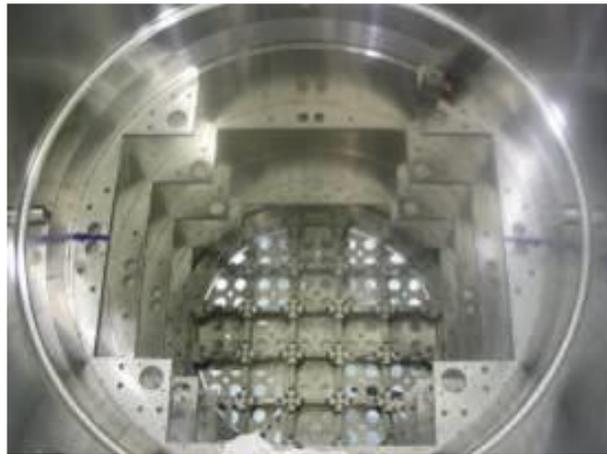


Figura 2-34: RENAP-11 internos, 48 MWt (32)

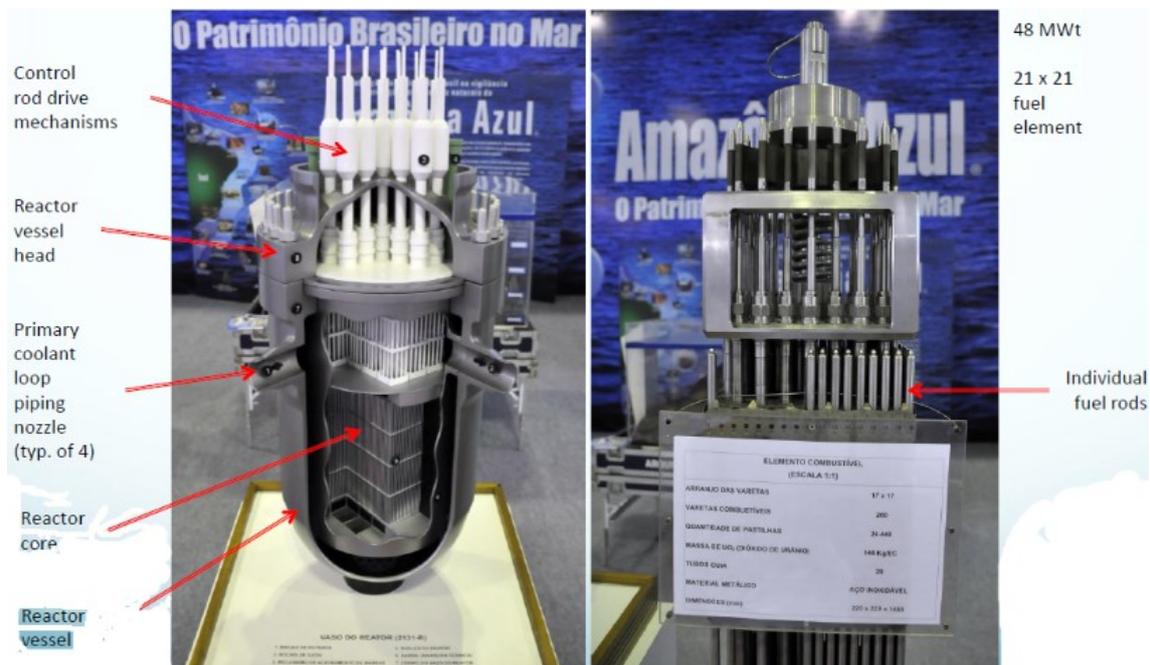


Figura 2-35: 2131-R Naval PWR, 48 MWt (32)

El hecho de haber presentado este listado de reactores móviles tiene el doble objetivo de, por un lado, abundar en la idea de que los reactores móviles son un campo en estudio desde los años 40 y que no ha dejado hasta el día de hoy de seguir avanzando en sus innovaciones e incluso aplicaciones, y por otro lado, introducir al lector de esta Tesis en la idea de que el campo del blindaje de la radiaciones emitidas no es un tema baladí y que sin duda requiere de un profundo análisis para llegar a conclusiones.

A lo largo de este Capítulo y de la observación de cada tipo de reactor listado, junto con la posibilidad de profundización en las referencias citadas, se puede ir deduciendo que el campo del blindaje es de importancia vital.

Se han citado reactores de varios países, de varias tecnologías, desde los 50 hasta la época actual, y en todos ellos se hace necesario un blindaje. Dependiendo de si los reactores son integrales o de lazos, pueden ser requeridos únicamente un blindaje, o blindaje primario y secundario.

La necesidad del análisis de blindaje puede parecer una obviedad, pero descuidos en su diseño han llevado a complicaciones prácticamente insalvables, como en el caso del Mutsu.

Dimensionalmente, se puede observar en todos los casos que hay los siguientes elementos comunes:

- Blindajes primarios cilíndricos que rodean al reactor,
- Blindajes primarios cilíndricos que rodean las tuberías del primario,
- Blindajes secundarios que ejercen de contención.

Y también, que hay solo unos pocos materiales usados habitualmente como son:

- Hidruro de Zirconio,
- Hormigón / Serpentina,
- Polietileno,
- Siliconas,
- Plomo,
- Agua,
- Acero,

- Berilio,
- Tungsteno.

Cuando en los siguientes capítulos se definan el objetivo, el alcance, la metodología, la optimización, etc, hay que recordar que en el diseño del blindaje se busca principalmente que la dosis ambiental que pueda recibir el personal sea prácticamente inferior a la dosis recibida por la radiación de fondo (0,02 microSv/h).

Habitualmente se parte de la idea conservadora de que fuera de la contención, debe ser considerada como zona libre, (i.e. tasa de dosis menor de 0,5 microSv/h). Pero sin olvidar, que el volumen y peso del blindaje son parámetros de importancia vital para el diseño de la nave. Por ello, cuando se tiene más conocimiento práctico de la operación, se podrían ajustar los tiempos de permanencia del personal, y así reducir las necesidades de blindaje. Además, el acceso restringido al compartimento del reactor también garantiza un conocimiento detallado de las tasas de dosis recibidas.

Si se tiene en cuenta el blindaje desde las fases iniciales del diseño, se puede considerar el agrupamiento de equipos alrededor de la contención de tal manera que se cuente con un blindaje adicional.

Una configuración típica encontrada en varios casos se constituye por la propia agua de refrigeración del núcleo, que actúa también como blindaje biológico, dentro de la vasija, para una vez fuera de vasija, interponer Plomo y agua en capas concéntricas.

La parte inferior se blindada con agua del primario y acero que forma la barrera de presión y la contención. Además, se suele añadir un doble fondo que se rellena de agua. La parte superior se blindada también con agua y se añade un blindaje removible de Plomo. La mayoría de la radiación en esta zona proviene de las gammas del núcleo más que de gamma de activación del ^{16}N .

La zona perimetral en la zona de las toberas se protege mediante anillos circunferenciales de Plomo que atenúan las fugas por las penetraciones.

El Plomo de la zona activa del núcleo está a su vez envuelto por una capa de acero que le confiere la capacidad estructural que el Plomo por si solo no tendría.

El blindaje y las consideraciones relacionadas con la radiación están íntimamente relacionadas con la localización de los generadores de vapor respecto al núcleo en la vasija.

Aparte del reactor propiamente dicho, en los casos de reactores de lazo, la zona de los generadores de vapor también requiere de especial atención por parte de los diseñadores de blindajes, ya que el agua del primario, el agua del secundario, el vapor y el espesor de los generadores, puede no ser blindaje suficiente para mantener la tasa de dosis en el exterior en los niveles exigidos. Por lo tanto, pueden ser requeridos blindajes adicionales en zonas específicas. Estos blindajes estarán constituidos por anillos de Plomo rodeados de una capa de acero.

2.2. Operación de reactores navales

Los reactores navales deben cumplir con los criterios de diseño únicos aplicables a los navíos que propulsan. Deben tener robustez, resistencia, maniobrabilidad y compacidad mucho mayores que los reactores terrestres. Estos requisitos impulsan directamente los requisitos de diseño únicos de los sistemas de combustible naval, y son importantes para garantizar que los navíos lleven a cabo sus misiones de manera eficaz mientras se garantiza la seguridad de la tripulación, el público y el medio ambiente (33) (34).

- Los combustibles navales deben satisfacer estándares muy altos de integridad del combustible. Los sistemas de combustible naval retienen de manera eficiente los productos de fisión en condiciones de operación extremas, lo que brinda la máxima flexibilidad a la planta de propulsión para responder a posibles malfuncionamientos y aún mantener la potencia eléctrica y de propulsión del barco. Esto es particularmente importante para un submarino, donde la pérdida de propulsión puede poner en peligro el barco y la tripulación.
- Los elementos y módulos de combustible naval son rígidos y resistentes, capaces de resistir las cargas de choque extremas que pueden ocurrir en una colisión o un ataque sin perder integridad o comprometer la capacidad de operar el reactor. Las cargas de impacto de diseño para el combustible naval son más de 10 veces superiores que las cargas sísmicas asumidas para los reactores terrestres.
- Los reactores navales se operan en entornos cerrados muy cerca de la tripulación, que vive a bordo durante meses en un momento determinado. Para minimizar la exposición de la tripulación a la radiación, el combustible debe evitar que los productos de fisión altamente radiactivos entren en el refrigerante diseminando radiación por todo el circuito primario. El diseño, los materiales y las técnicas de fabricación de los elementos combustibles navales actuales retienen la radiactividad del producto de fisión dentro del elemento combustible y evitan que la radiactividad llegue al refrigerante. Los reactores de la Marina de los EE. UU. están blindados de manera tan eficaz y la radiactividad está

tan controlada, que un miembro típico de la tripulación de un buque de guerra de propulsión nuclear recibe una exposición a la radiación significativamente menor que la que recibiría una persona de la radiación de fondo en su hogar en los EE. UU. en el mismo período. Las características del diseño de combustible naval que protegen a la tripulación se aplican igualmente a la protección del público y el medio ambiente, y exigen un enfoque operativo y de ingeniería conservador. Esto es vital para mantener la aceptación nacional e internacional, ya que los buques de guerra de propulsión nuclear hacen escala en los puertos marítimos de todo el mundo.

- Los reactores navales deben soportar cambios de potencia rápidos y frecuentes para adaptarse a las maniobras tácticas del barco sin tensiones excesivas inducidas térmicamente en el sistema de combustible.
- Las plantas de reactores navales en submarinos deben estar en silencio. El ruido inducido por el flujo aumenta con el caudal y la potencia de entrada de la bomba. Los sistemas de combustible naval permiten una alta potencia del reactor para un caudal y una potencia de bombeo del refrigerante principal relativamente bajos para reducir la detectabilidad de los submarinos modernos.
- Los núcleos navales operan durante muchos años sin reabastecimiento de combustible para minimizar los costes del ciclo de vida, la demanda de infraestructura de apoyo y la exposición a la radiación ocupacional, al tiempo que maximizan la disponibilidad operativa del barco. Los núcleos de los submarinos modernos están diseñados para durar toda la vida útil del barco, y los portaaviones se repostan solo una vez durante sus 50 años de vida útil.
- Para ser rentables, las plantas de reactores navales deben ser compactas. El diseño del barco está altamente integrado, ya que el tamaño del barco afecta la potencia requerida para propulsar el barco a una velocidad particular. El reactor debe ajustarse a las limitaciones de espacio y peso de un buque, dejando espacio para las armas y la tripulación, pero aún debe ser lo suficientemente potente como para impulsar el buque a velocidades tácticas para el combate o tránsito rápido a un área de operaciones mientras transporta suficiente combustible para durar décadas.

Desde 1966, el Programa de Reactores Navales de Estados Unidos ha reducido significativamente la exposición total a la radiación de los trabajadores, al mejorar constantemente los procedimientos y herramientas de trabajo, la capacitación del personal y el blindaje temporal. El desarrollo de núcleos de reactores de larga duración que requieren un reabastecimiento de combustible menos frecuente también ha sido un factor significativo en esta reducción. Un reabastecimiento de combustible más frecuente conduciría a un aumento en la

exposición ocupacional a la radiación recibida por el personal de mantenimiento de los astilleros y el personal involucrado en la descarga de combustible, el envío, el almacenamiento y la eliminación del combustible naval gastado. Los aumentos en la exposición asociados con un reabastecimiento de combustible más frecuente serían incompatibles con la tendencia general de reducir la exposición a la radiación en el desempeño del trabajo cumpliendo con el criterio ALARA.

Además, el combustible gastado LEU tendría unas 30 veces la radiación de neutrones del combustible gastado HEU actual. El efecto del aumento de la radiación de neutrones no se evalúa en detalle en esta Tesis; sin embargo, se espera que sean necesarios cambios en los diseños de blindajes y contenedores para el transporte y manipulación de combustible gastado, lo que podría requerir nuevos y costosos contenedores e infraestructura de combustible gastado.

Un reactor de agua presurizada, con combustible HEU en elementos combustibles de alta integridad ha demostrado ser el diseño óptimo para cumplir con los requisitos funcionales esenciales para la propulsión nuclear para buques de guerra, así como para proporcionar una vida útil del núcleo muy larga para una máxima eficiencia y disponibilidad del buque. El uso de HEU maximiza la cantidad de material fisible en el pequeño volumen del núcleo, lo que permite una vida útil muy prolongada al tiempo que mantiene la compacidad. El refrigerante de agua tiene buenas propiedades de transferencia de calor, no es peligroso ni agresivamente corrosivo y no tiene reacciones químicas violentas con el aire. El agua no tiene ningún estado radiactivo significativo de larga duración, por lo que los niveles de radiación posteriores al apagado son bajos y el personal puede ingresar de manera segura y rápida al compartimento del reactor para realizar el mantenimiento en cuestión de minutos después de que el reactor se apaga. Las propiedades de expansión térmica del agua también proporcionan un mecanismo de retroalimentación natural que ayuda a hacer que los reactores navales se autocontrolen y sean inherentemente estables durante los cambios de potencia.

El factor limitante no se encuentra en la obtención de materias primas sino en la capacidad de enriquecimiento del Uranio hasta niveles útiles para un reactor naval. La tecnología necesaria es extremadamente compleja y está al alcance de muy pocos. El mercado de enriquecimiento de Uranio está dominado por China, Francia, Rusia y la multinacional europea URENCO.

COUNTRY	NUMBER OPERATIONAL*	FUEL ENRICHMENT (%U-235)
United States	72	97
Russia	46	20-45
United Kingdom	12	97
France	10	7.5
China	10	5
India	2	40

*These numbers include some submarines, which are in service, but not yet or no longer fully mission-capable.

Brazil plans to build six nuclear-powered submarines, fueled by low enriched uranium (<20 percent). Other countries expressing an interest in leasing or building nuclear-powered submarines include Argentina, Iran, Pakistan, and Venezuela.

Figura 2-36: Resumen de reactores nucleares navales

El nivel de enriquecimiento del Uranio tradicionalmente empleado en la propulsión de submarinos nucleares es similar al armamentístico —superior al 90 por 100— aunque teniendo en cuenta su peligrosidad y dificultad de obtención, cuatro de los seis países con esta capacidad, están virando hacia plataformas que funcionen con HEU de bajo enriquecimiento, oscilando alrededor del 20 por 100 o 40 por 100 de ²³⁵U. Sin embargo, estos niveles ya suponen un grado de enriquecimiento muy superior al necesario para alimentar un reactor nuclear civil típico. (véase Figura 2-36).

Dado el elevado coste de esta tecnología y la dificultad de adquirir el combustible nuclear refinado, durante años, los únicos Estados firmantes del Tratado de No Proliferación que han sido capaces de incorporar esta capacidad han sido los propios Estados nucleares. Sin embargo, a lo largo de la última década, son varios los países que han demostrado interés en adquirir la tecnología. Entre estos países se encuentran Brasil, que lleva años trabajando en el desarrollo de un programa de submarinos nucleares basados en el Scorpène francés y Australia, con su reciente anuncio de la fabricación de ocho submarinos nucleares con el apoyo de Estados Unidos y Reino Unido.

3. OBJETIVO Y ALCANCE

El objetivo de esta Tesis es el estudio de la distribución de la tasa de dosis dentro y fuera de un submarino de propulsión nuclear, considerando diferentes parámetros de influencia como son el término fuente considerado, los materiales de blindaje seleccionados o la configuración geométrica del modelo, todo ello considerado en operación normal.

Este documento contiene los resultados de la tasa de dosis de los cálculos realizados una vez que se obtienen los flujos de neutrones y fotones de las contribuciones que a continuación se enumeran:

- Contribución del núcleo del reactor:
 - Neutrones.
 - Rayos gamma promptos.
 - Rayos gamma de captura radiativa.
 - Rayos gamma de dispersión inelástica.
 - Rayos gamma del decaimiento de los productos de fisión.
- Contribución del circuito primario:
 - Activación del refrigerante.
 - Radiación gamma de los productos de fisión presentes en el primario.
 - Activación de productos de corrosión.
 - Neutrones de la desintegración ^{17}N .

Se analizarán tanto el blindaje primario, el que envuelve a la vasija, como el blindaje secundario, que se sitúa en las zonas de los mamparos y el casco, formando parte del recinto de contención.

El estudio de los parámetros de influencia se abordará de una forma analítica en primera instancia, profundizando posteriormente en el desarrollo de una herramienta (script de Python) sistemática que permitirá obtener como resultados los valores optimizados en dimensiones y materiales para un modelo de transporte con un término fuente dado.

Para conseguir el objetivo previamente expuesto, se deberán llevar a cabo una serie de tareas necesarias para poder llegar a unas conclusiones que satisfagan el objetivo planteado.

3.1. Blindaje primario

Datos de partida e investigación de la literatura existente en las diferentes bases de datos accesibles desde la Escuela. Esta información será utilizada para la generación de modelos de transporte representativos y capaces de obtener resultados coherentes.

Se estudiará:

- Modelo de transporte de radiación
 - Modelo “esfera”, que consiste en un modelo de esferas concéntricas utilizado principalmente para la determinación de los espesores y materiales utilizados en fases posteriores. Se selecciona esta configuración por su simplicidad y rapidez a la hora de correr los cálculos con códigos de transporte,
 - Modelo “cilindro”, que consiste en una evolución del modelo “esfera”, en el que se mantienen los espesores y materiales de blindaje, pero se modifica la parte del núcleo, que adquiere una geometría muy similar a la definitiva, y la parte de la vasija, que incorpora ya una forma más realista,
 - Modelo NAVAL I, que consiste en la integración de la información obtenida de diferentes referencias junto con los espesores y materiales obtenidos de los modelos simplificados, para realizar un modelo realista.

Se llevarán a cabo diferentes modelos de transporte de complejidad creciente con la finalidad de analizar las variaciones entre los resultados obtenidos mediante cada modelo, y así obtener una idea del grado de complejidad necesario para llegar a unos resultados lo suficientemente representativos. Con ello se pretende obtener un factor de comparación, evaluando el grado de esfuerzo adicional que hay que añadir a un modelo para un determinado incremento en la precisión de los resultados obtenidos.

- Variación del enriquecimiento en peso de ^{235}U .

Que duda cabe que el término fuente tiene una influencia vital en los resultados de dosis que se evaluarán y utilizarán como parámetro de comparación entre los modelos. Es por ello que se modificará y analizarán los cambios introducidos en los modelos al variar el % en peso de ^{235}U desde un 4,3 del caso base al 90% del caso hipotético.

La modificación de la isotopía al final del ciclo de quemado también se evaluará, ya que influirá directamente en la radiación de decaimiento en parada.

- Optimización dimensional y de materiales utilizados. Script.

Una vez seleccionado el Término Fuente, se desarrolla una herramienta informática en Python capaz de modificar las variables geométrica y de materiales disponibles al mismo tiempo, de manera que se pueda obtener un blindaje mixto optimizado.

- Generación de una fuente superficial (Surface Source),

Una vez obtenido el blindaje primario optimizado, se usará la capacidad del código MCNP para generar lo que se denomina Surface Source, que no hace otra cosa que transportar la radiación únicamente desde la superficie considerada, ahorrando un tiempo considerable respecto a la versión sin Surface Source.

3.2. Blindaje secundario

Término fuente gamma circuito primario + Surface Source

Optimización dimensional y de materiales utilizados. Script.

De manera análoga al caso del blindaje primario, se estudiará el modelo completo, permitiendo obtener dimensiones y materiales optimizados, pero en este caso ya del blindaje secundario.

Especialmente interesante ya que, debido a sus grandes dimensiones, cualquier optimización redundaría en un menor peso o volumen ocupado.

Lámina de agua

Aprovechando el modelo de transporte generado, se analizará la capacidad de atenuación de la lámina de agua existente sobre la contención con la finalidad de evaluar hasta que profundidades se podría detectar un término fuente como el presentado en esta Tesis.

4. CÓDIGOS, ESTÁNDARES, DOCUMENTOS Y REGULACIONES APLICABLES

El presente Capítulo tiene como objetivo informar de los documentos de soporte que se han utilizado para el desarrollo de la presente Tesis, así como para permitir la trazabilidad de lo aquí expuesto.

4.1. Documentos aplicables

A lo largo del desarrollo de la Tesis se han consultados diversos documentos que se han referenciado a lo largo del texto y que se encuentran en el Capítulo “Referencias”.

4.2. Estándares y Regulaciones aplicables

Se han tomado principalmente documentos de referencia de Estados Unidos por su difusión internacional y porque son internacionalmente aceptados en caso de no existir equivalente regulador. Entre ellos se encuentran:

- ASME BPVC Section II Part A, 2015: “Boiler and Pressure Vessel Code – Ferrous Material Specification” (35).
- ANSI/ANS-18.1-2016: “Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors”. 2016 (36).
- NUREG-0017 Rev. 1: “Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Pressurized Water Reactors”. 1985 (37).
- NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” (38).
- Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition (NUREG-0800, Formerly issued as NUREG-75/087) (39):
 - Chapter 3, Design of Structures, Components, Equipment, and Systems.
 - Chapter 4, Reactor.
 - Chapter 5, Reactor Coolant System and Connected Systems.
 - Chapter 12, Radiation Protection.
- Safety Reports Series No.53. “Derivation of the Source Term and Analysis of the Radiological Consequences of Research Reactor Accident” (40).
- U.S. Nuclear Regulatory Commission, R.G.-1.183 – “Alternative radiological source terms for evaluating design basis accidents at nuclear power reactors”, 2000. (41)
- U.S. Nuclear Regulatory Commission, D.G.-1199 “Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors”. 2009. (42)
- 10 CFR Part 20—Standards for Protection against Radiation (43).

- 10 CFR Part 50 - Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities:
 - Appendix A —General Design Criteria for Nuclear Power Plants.
 - Appendix B —Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants.

5. BLINDAJE: METODOLOGÍA Y DESARROLLO DEL PROCESO

5.1. Introducción

Una posible estrategia para realizar el diseño de blindaje sería limitar el nivel de radiación en cada área cercana a la instalación del reactor a valores tales que la exposición continua con el reactor funcionando continuamente a plena potencia resultaría bajo las restricciones de dosis. Este método, sin embargo, no optimiza el espacio, peso y coste del blindaje, ya que muchas de estas áreas no requieren un acceso continuo por parte del personal operativo. No sería necesario un blindaje suficiente para proporcionar un acceso continuo a estas áreas.

Se puede lograr una reducción considerable en el coste, el peso y el espacio del blindaje si se toman en consideración dos aspectos del funcionamiento de la instalación al establecer las especificaciones del blindaje. Estos son: (1) la cantidad promedio de tiempo de acceso requerido a varias regiones cercanas al reactor, y (2) el nivel de potencia promedio al que funcionará el reactor. Estos promedios deben basarse en un período de tiempo prolongado, como el tiempo de funcionamiento.

Cada pieza de equipo, instrumentación o equipo de control de la instalación que se requiera para su uso en la instalación del reactor debe considerarse en detalle. Se debe analizar el uso operativo del equipo para determinar la cantidad de tiempo que el personal operativo debe pasar en el área para la operación, mantenimiento y reparación. Sobre la base de este análisis, cada área debe definirse como que requiere un cierto número promedio de horas de acceso por día, y el nivel de radiación de esa área debe establecerse en consecuencia.

Se puede aprovechar el hecho de que muchos reactores no funcionan continuamente a plena potencia y que las dosis de radiación se pueden promediar durante un período de funcionamiento. El funcionamiento previsto del reactor debe analizarse cuidadosamente para determinar el nivel de potencia promedio al que funcionará el reactor. Se debe utilizar un nivel de potencia promedio conservador, y no la máxima potencia, como base para las especificaciones de diseño de blindaje. Es importante que este enfoque se aplique de manera realista y no optimista. El blindaje debería diseñarse de modo que no imponga restricciones operativas a la instalación del reactor. El personal debe poder realizar las tareas normales de operación o mantenimiento sin preocuparse por una posible sobreexposición.

5.2. Blindaje primario

Un reactor naval debe ser compacto y ligero, ya que debe instalarse en un espacio estrecho y limitado en un barco, y también desde el punto de vista económico de la operación del buque. Estos reactores necesitan el blindaje primario instalado alrededor de la vasija a presión.

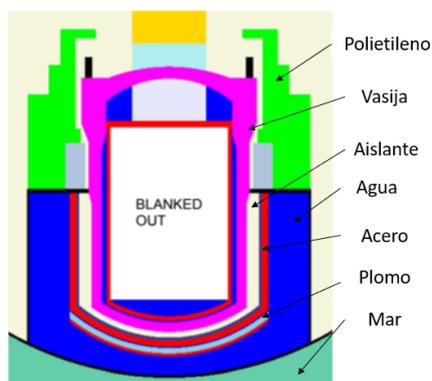


Figura 5-1: Ejemplo de blindaje primario (44).

Esta parte del blindaje en los reactores navales suele consistir en un tanque concéntrico que envuelve todo excepto la parte superior del reactor. Este tanque contiene capas de acero y agua alternativamente, aunque también se utilizan otros materiales, como el polietileno o incluso hormigón.

Los problemas de blindaje hacen necesario considerar al menos tres situaciones: 1) moderación de neutrones rápidos, 2) captura de los neutrones en moderación y de los térmicos, y 3) atenuación de todas las formas de radiación gamma, incluyendo radiación procedente del reactor y las radiaciones secundarias producidas en las diversas interacciones entre neutrones y núcleos del blindaje (45).

La propia vasija sirve como material de atenuación de neutrones rápidos, pero capas alternativas de acero concéntricas también contribuirán a dar cumplimiento al primer aspecto del párrafo precedente.

Los neutrones según vayan acercándose al espectro térmico van a ir siendo capturados por capas concéntricas de materiales hidrogenados, de los que el más popular es el agua. En la Figura 5-1 correspondería a la zona azul oscuro. La parte verde superior de esta misma imagen corresponde a un blindaje desmontable realizado en polietileno.

En relación a la radiación gamma, no solamente hay que tener en cuenta la radiación emitida desde el núcleo tanto por fisiones como por decaimiento de productos de fisión. También hay que tener en cuenta la generada por captura de neutrones en los aceros o la propia agua, ya que

su contribución es importante. En comparación con la contribución debida a la activación del ^{16}O a ^{16}N , la dosis debida a la radiación gamma del núcleo suele valorarse como un 15%, tomándose la contribución de la activación del refrigerante como un 75% de la dosis en el compartimento del reactor (46).

Esta radiación gamma se atenuará fundamentalmente con materiales de alto número atómico, como el Plomo, pero sin despreciar elementos como el Tungsteno.

5.2.1. Requisitos funcionales del blindaje primario

Deben cumplirse las siguientes especificaciones para el blindaje primario (47):

1. Proveer de la suficiente capacidad de atenuación al flujo de neutrones: actividad generada o inducida en estructuras externas al blindaje; excesiva activación del refrigerante secundario y la generación de radiación gamma por captura neutrónica en el blindaje secundario.
2. Reducción de los niveles de radiación total por debajo de los límites de accesibilidad, tras la parada del reactor, para poder realizar trabajos de mantenimiento en los componentes ubicados entre el blindaje primario y el secundario.

5.3. Blindaje secundario

Un enfoque común en el diseño del blindaje secundario es no considerar inicialmente el reactor como fuente de radiación gamma y asumir que toda la radiación proviene del refrigerante. La contribución del reactor a la dosis se mantiene en una fracción inapreciable (por ejemplo, menos del 10% (46)) de la dosis total mediante la adición de Plomo al blindaje del reactor. Este procedimiento ahorra peso y, de paso, simplifica el diseño del blindaje secundario que a menudo debe realizarse sin la información final sobre la radiación que emerge del reactor. La cuestión de si colocar Plomo para proteger de la radiación gamma del reactor en el blindaje primario del reactor o en el blindaje secundario a menudo no tiene una respuesta clara. En muchos casos, el peso del blindaje total se minimiza colocando algo de Plomo cerca del reactor. Sin embargo, colocar todo el Plomo en el blindaje secundario puede resultar menos costoso debido a los ahorros en los costes de construcción, ya que la ejecución es más sencilla al utilizar ladrillos modulares. La decisión final depende de la importancia del ahorro particular y puede requerir estudios de optimización bastante exhaustivos.

El peso del blindaje secundario depende en gran medida de la disposición de los componentes dentro del compartimento del reactor. Se pueden enumerar varias sugerencias a seguir en la disposición del compartimento y en el diseño del blindaje para obtener el peso mínimo del blindaje. Sin embargo, debe reconocerse que el diseño de blindaje implica muchos compromisos

entre peso, coste, estabilidad (en plantas móviles), accesibilidad, etc. Las siguientes sugerencias deben evaluarse en consecuencia a la luz de los requisitos del problema de blindaje individual:

1. Si es factible desde el punto de vista de la ingeniería, las fuentes más radiactivas deberían ubicarse en el centro del compartimento, y los componentes de menor intensidad de la fuente deberían disponerse progresivamente hacia fuera. Esta es la disposición ideal y ofrece el máximo de autoprotección.
2. Los equipos con poca o ninguna radiactividad deberían ubicarse de modo que sirvan para un doble propósito como material de protección, cuando sea posible. Como regla general, dicho equipo debe ubicarse cerca del blindaje secundario. La autoprotección de los componentes dentro del compartimento del reactor ha sido fundamental para atenuar la fuga de neutrones del blindaje primario en aproximadamente un factor de 20 (46). Este auto blindaje puede aprovecharse como un ahorro en el espesor del blindaje de neutrones primario. El diámetro más pequeño del tanque de blindaje primario significa un tamaño de compartimento más pequeño o más accesibilidad para el mantenimiento alrededor de los componentes para un tamaño de compartimento dado.
3. Los tramos de la tubería de refrigerante primario deben ser lo más cortos posible.
4. Los compartimentos de refrigerante primario deben mantenerse lo más cerca posible entre sí, de acuerdo con una buena accesibilidad para el mantenimiento.
5. Para cualquier fuente dada, el blindaje requerido es mínimo cuando el blindaje está más cerca de la fuente (asumiendo que la región a blindar es más grande que la fuente en cuestión). Puede ser ventajoso proporcionar algún blindaje directamente adyacente a fuentes excepcionalmente radiactivas para que estén en consonancia con las otras fuentes. Por ejemplo, cuando el reactor domina como fuente gamma, se debe agregar algo de blindaje de Plomo al blindaje del reactor.
6. Se puede ahorrar un peso considerable contorneando el blindaje secundario (es decir, variando su grosor sobre la superficie) para que se ajuste más al patrón de dosis permisible especificado. También se puede instalar un blindaje adicional local cerca de la contribución más fuerte a la dosis.
7. En plantas que tengan más de un lazo primario, debería adoptarse una disposición simétrica de lazos del circuito primario alrededor del blindaje primario. Por su simetría, tal disposición minimiza la variación en el espesor del blindaje secundario. Se debe considerar la disposición asimétrica cuando se pueda aprovechar el equipo o la estructura como protección, como un tanque de almacenamiento grande.

8. El área de la superficie de blindaje secundario debe hacerse lo más pequeña posible debido a la fuerte dependencia del peso del blindaje con el área de la envolvente. Para disminuir el tamaño de superficie envolvente, los componentes dentro del compartimento del reactor deben disponerse en el menor volumen posible. Sin embargo, la disposición debe permitir suficiente espacio para el mantenimiento. La sobreexposición del personal de mantenimiento a la radiación podría ocurrir si este personal requiere demasiado tiempo para realizar su trabajo debido a la poca accesibilidad al equipo.
9. No siempre es necesario que el blindaje secundario rodee todo el volumen del compartimento del reactor. Se puede permitir que parte de la radiación que sale del compartimento del reactor ingrese a alguna zona desocupada, como el océano o la tierra. Puede haber un límite impuesto a la fluencia total de neutrones que inciden en la zona desocupada para evitar problemas de activación, de término fuente detectable desde el exterior y de exposición innecesaria al medio ambiente.

5.3.1. Requisitos funcionales del blindaje secundario

Deben cumplirse las siguientes especificaciones para el blindaje secundario:

1. El blindaje secundario debe reducir los flujos gamma y de neutrones que inciden sobre él a niveles que no causen lesiones por radiación al personal que trabaja cerca de su superficie.
2. El blindaje secundario también debe evitar el flujo excesivo de radiación a través de las penetraciones del blindaje, como las líneas de vapor. (El problema de las penetraciones del blindaje a menudo se puede minimizar localizando estas penetraciones en regiones donde solo la radiación dispersa incide en el blindaje secundario, o donde la radiación directa de fuentes importantes incide oblicuamente en la región de la penetración.
3. El blindaje secundario debe actuar a veces como barrera contra la contaminación transportada por el aire que se origina en las proximidades del reactor. Esta contaminación podría en algunos casos constituir un peligro de inhalación si se llevara a áreas habitadas. El blindaje secundario también sirve para evitar el acceso directo del personal a regiones de intensa radiactividad durante el funcionamiento del reactor. Merece la pena comentar que existirá un sistema de ventilación y filtración encargado de controlar la atmósfera interior de la contención.

Aparte de eso y como se indica en (48), el diseño del blindaje debe considerar los siguientes principios:

1. *Blindaje del reactor: Un blindaje es una parte integral del reactor y debe diseñarse al mismo tiempo y como una entidad con el sistema general del reactor.*
2. *Integridad del blindaje: Las partes adyacentes de un blindaje, que tienen los mismos criterios de diseño, deben diseñarse con las mismas características.*
 - a. *Dos partes contiguas de un blindaje que están hechas de diferentes materiales deben tener las mismas características de atenuación de la radiación.*
 - b. *Los blindajes alrededor de penetraciones, huecos e irregularidades deben diseñarse para proporcionar la misma atenuación general de la radiación que en cualquier otra zona del blindaje.*
3. *Seguridad del blindaje: Debido a que el blindaje del reactor es un dispositivo de seguridad y debe considerarse como parte del sistema de seguridad del reactor, su diseño no puede comprometerse con la conveniencia.*
 - a. *No se pueden tolerar técnicas de diseño y construcción descuidadas en áreas sensibles que puedan afectar la seguridad del reactor.*
 - b. *El uso de materiales baratos y otras prácticas de reducción de costes puede resultar más costoso a largo plazo y, además, puede poner en peligro la seguridad del reactor.*
4. *Alojamiento del blindaje: Un blindaje debe adaptarse para satisfacer los requisitos mecánicos del reactor, su estructura de soporte y los sistemas que lo componen, sin sacrificar los principios de unidad reactor-blindaje, integridad del blindaje o seguridad del blindaje.*
5. *Economía de blindaje: El mejor blindaje posible debe diseñarse al menor coste posible, de acuerdo con el diseño general del reactor, sin sacrificar la seguridad, la integridad o el rendimiento.*
 - a. *Un escudo económico es imprescindible en el diseño de grandes centrales nucleares para la producción de energía eléctrica.*
 - b. *Este principio está subordinado a los primeros cuatro principios.*
 - c. *Una aplicación de este principio es el concepto de optimización del blindaje, mediante el cual un blindaje puede optimizarse de acuerdo con algún parámetro como peso, tamaño, coste o alguna propiedad nuclear, etc.*
6. *Simplicidad del blindaje: Un blindaje debería diseñarse para que su configuración sea lo más sencilla posible, con el mínimo de huecos, conductos y cortes para los componentes del reactor y los sistemas auxiliares, de conformidad con el principio de disposición adecuada del blindaje.*
 - a. *Una aplicación de este principio sería permitir que todas las tuberías y cables que sirven al reactor pasen a través del blindaje en una única penetración del mismo (o el menor número posible).*
 - b. *Los escudos más simples tendrán un rendimiento más satisfactorio, menos mantenimiento y costarán menos.*

5.4. Blindaje indirecto

La práctica de blindaje común es contener el reactor y el refrigerante radiactivo dentro de una envoltura de blindaje. No se puede acceder al compartimento que contiene el reactor durante el funcionamiento de la planta. Una disposición de blindaje alternativa hace uso del concepto de blindaje indirecto. Este concepto implica el blindaje individual de las fuentes radiactivas dentro del compartimento del reactor para permitir el acceso en potencia reducida a determinadas partes del compartimento. Esta disposición tiene ciertas ventajas desde el punto de vista del mantenimiento. Puede permitir que algunas válvulas operadas a distancia sean reemplazadas por válvulas operadas manualmente. En una instalación a bordo, también es deseable desde el punto de vista de la estabilidad, ya que los blindajes se colocan en la parte baja del buque, cerca de las fuentes.

El concepto de blindaje indirecto recibió poca consideración en el pasado debido a la falta de medios adecuados y datos fiables para calcular la dispersión de la radiación alrededor de los blindajes y la atenuación de la radiación dispersa por el blindaje secundario. Los datos que se obtienen de análisis detallados de la dispersión gamma de las superficies, obtenidos gracias a códigos robustos, internacionalmente validados y servidores potentes, permiten realizar estudios de detalle sobre la disposición de los blindajes indirectos. En base a estos estudios se ha llegado a concluir que la utilización de blindajes indirectos es factible desde un punto de vista radiológico para la disposición en cuestión.

5.5. Fuentes de radiación

El cálculo del blindaje secundario implica calcular la intensidad y distribución de la radiación que penetra en el blindaje determinando la intensidad y distribución de la radiación que lo atraviesa, en los puntos o la región en los que se desea conocer la intensidad de la radiación o sus magnitudes derivadas (tasa de dosis a los trabajadores / público / silicio, DPA, deposición de calor y fluencia), por ejemplo, un detector de radiación (real o hipotético), un ser humano para el que se desea conocer una cierta exposición biológica o un equipo para el que se desea conocer la exposición para evaluar el posible daño por radiación.

Por tanto, la primera tarea en un análisis de blindaje o un diseño de blindaje es definir y caracterizar las fuentes de radiación. Una vez conocida la fuente radiactiva, se debe realizar el estudio de la interacción con la materia. Este capítulo contiene una clasificación de los diversos tipos de fuentes que se encuentran en el blindaje de reactores y una breve descripción de cada una en una forma conveniente para los análisis de blindaje; se enfatizan las características importantes para el diseño del blindaje.

5.5.1. Fuentes de neutrones y rayos gamma

Schaeffer (48) presenta un excelente análisis que se reproduce a continuación.

La principal preocupación en el diseño del blindaje de los reactores es la especificación de barreras adecuadas alrededor de las fuentes de neutrones y rayos gamma para limitar la exposición a la radiación de los sistemas o equipos biológicos que deben funcionar en las proximidades de estas fuentes. Ambos tipos de radiación son lo suficientemente penetrantes como para ser difíciles de atenuar; sin embargo, interactúan lo suficiente como para dañar los tejidos y otros materiales.

Varios otros tipos de radiación surgen de la reacción de fisión o de la interacción de los neutrones de fisión con los núcleos. Estos incluyen partículas cargadas y neutrinos. Los neutrinos, que no poseen carga, masa o momento magnético, no pueden interactuar con la materia excepto a través de fuerzas puramente nucleares muy débiles. Por tanto, a pesar de que absorben el 5% de la potencia de un reactor, no suponen un problema de blindaje porque son incapaces de provocar daños. Además, las partículas cargadas son de poca importancia porque interactúan tan intensamente que una cantidad relativamente pequeña de material proporciona una barrera adecuada. Sin embargo, la absorción de energía asociada con partículas cargadas puede ser una consideración importante en el diseño térmico de un sistema.

Las fuentes de radiaciones de interés principal en un reactor, neutrones y rayos gamma, se analizan en las siguientes secciones.

- Fuentes de rayos gamma

Varias fuentes contribuyen a la radiación gamma producida por un reactor de fisión. La importancia relativa de estas fuentes para la intensidad total de los rayos gamma depende principalmente del diseño del reactor; dentro de un reactor dado, la importancia de los componentes puede variar con la posición en el reactor y con el historial de funcionamiento del reactor. Por ejemplo, en un punto cercano al núcleo del reactor, los rayos gamma de fisión instantáneos pueden ser más importantes durante el funcionamiento del reactor, los rayos gamma del producto de fisión pueden predominar durante las primeras horas después del apagado y, posteriormente, los rayos gamma de los materiales activados en las proximidades pueden ser más importantes.

En los reactores de potencia, el componente de rayos gamma más intenso que penetra en el blindaje es causado principalmente por interacciones de neutrones en la vasija de presión, blindaje térmico o blindaje biológico. Sin embargo, en situaciones específicas, cualquiera de las

fuentes discutidas en los siguientes párrafos puede ser de importancia, y el diseñador de blindaje debe considerar cada una como una fuente potencialmente significativa.

Como se indica en (46), una partición típica de la tasa de dosis gamma se puede asumir como un 15% debido al flujo gamma que surge del reactor y un 75% generado en la activación del agua de refrigeración y la activación debida al flujo de neutrones.

a) *Rayos gamma de fisión.* La discusión sobre los rayos gamma de la reacción de fisión y los productos de fisión se limita a los gammas del ^{235}U . Estrictamente hablando, la energía de rayos gamma liberada en una reacción de fisión se divide en cuatro rangos de tiempo, el primero y el último contribuyen con más del 90% de la energía total liberada como rayos gamma. Estos rangos de tiempo (t) son:

Prontos, $t \sim 0,05 \mu\text{s}$ (7,25 MeV).

Periodo de semidesintegración corto, $0,05 < t \sim 1,0 \mu\text{s}$ (0,43 MeV).

Periodo de semidesintegración medio, $1,0 \mu\text{s} < t \sim 1,0 \text{sec}$ (0,55 MeV).

Diferidos, $t > 1,0 \text{sec}$ (6,65 MeV).

Los valores entre paréntesis corresponden a la energía gamma liberada por fisión del ^{235}U y se tomaron de (48). Los rayos gamma de fisión rápida tienen energías de 10 keV a 10 MeV. Se libera un promedio de $8,1 \pm 0,3$ fotones por fisión, y estos fotones transportan $7,25 \pm 0,26$ MeV por cada fisión. Los rayos gamma de fisión rápidos pueden contribuir en una cantidad significativa al campo total de rayos gamma en puntos cercanos al núcleo del reactor durante el funcionamiento del mismo y deben incluirse en el análisis del blindaje del núcleo.

El intervalo de vida corta es similar al indicado en la distribución de energía y representa el 5,9% (0,43 MeV) de la liberación inmediata de energía de rayos gamma.

También se suele suponer que el intervalo de vida intermedia tiene la misma distribución de energía que el intervalo pronto con una liberación de energía de aproximadamente 0,55 MeV.

b) *Rayos gamma de desintegración de productos de fisión.* Los dos núcleos de peso intermedio que resultan de cada fisión se denominan fragmentos de fisión o productos de fisión. Debido a un exceso de neutrones, la mayoría de los aproximadamente 80 posibles isótopos iniciales del producto de fisión son radiactivos inicialmente, decayendo por emisión beta.

La desintegración beta es seguida por la emisión gamma siempre que la desintegración beta da como resultado un estado excitado del núcleo hijo. En algunos casos especiales, solo se emite radiación gamma.

La gran mayoría de los productos hijos de los fragmentos de fisión iniciales también son radiactivos y se descomponen con la emisión de partículas beta y rayos gamma. Teniendo en promedio alrededor de tres escalones de desintegración radiactiva antes de volverse estables, los productos de fisión forman una mezcla compleja de emisores de rayos gamma con vidas medias que van desde menos de un segundo hasta millones de años.

De los aproximadamente 21,5 MeV por fisión emitidos por los productos de fisión, la mayor fracción es transportada por partículas beta y neutrinos. El producto de fisión emite aproximadamente 6,65 MeV por fisión de ^{235}U en forma de rayos gamma retardados; más de las tres cuartas partes de esta energía se libera dentro de los 10^3 segundos posteriores a la fisión. No obstante, la actividad del producto de fisión no determinará el grosor del blindaje que rodea a un reactor en funcionamiento. El conocimiento de las tasas de dosis debidas a los productos de fisión es esencial para la formulación de los procedimientos a seguir en cualquier mantenimiento que implique operaciones en las cercanías del blindaje primario.

Los rayos gamma retardados se pueden clasificar en dos grupos, según el momento de su emisión después de la fisión. Los primeros rayos gamma producto de la fisión son los que se emiten pocos minutos después de la fisión; contribuyen a la fuente del núcleo durante el funcionamiento de un reactor. Los rayos gamma de productos de fisión diferidos (los que se emiten varios minutos o más después de la fisión) no son de mucha importancia durante el funcionamiento del reactor, pero pueden ser una fuente muy importante después de la parada del reactor.

Debido a que la mayor parte de la energía del producto de fisión está contenida en los fragmentos iniciales, la intensidad gamma de los productos de fisión alcanza un estado de cuasi-equilibrio en el núcleo de un reactor que ha funcionado en estado estacionario durante solo unas pocas horas. Por lo tanto, los gammas de desintegración pronta a veces se agrupan con los rayos gamma de fisión rápida y se consideran parte de la fuente inmediata.

c) Rayos gamma de captura. La captura radiativa de neutrones por núcleos a energías térmica o epitérmica produce rayos gamma secundarios, comúnmente llamados rayos gamma de captura. Se emiten inmediatamente después de la captura de neutrones para aliviar una situación de energía inestable generada dentro del núcleo compuesto.

La energía total disponible para los rayos gamma de captura es la suma de la energía cinética del neutrón incidente y su energía de enlace en el núcleo compuesto. Dado que la probabilidad de captura disminuye rápidamente al aumentar la energía cinética, las reacciones de captura generalmente son importantes solo para neutrones con energías cinéticas por debajo de 25 keV. Normalmente, las energías de enlace de neutrones están en

la región de 6 a 8 MeV, aunque pueden oscilar entre 2,2 y aproximadamente 11 MeV. Por tanto, la energía de enlace es el mayor componente de la energía gamma total emitida. Aunque esta energía puede ser transportada por un solo fotón, la mayoría de las veces es compartida por dos o más fotones a medida que el núcleo compuesto se desintegra a través de varios estados excitados. La distribución de energía de los rayos gamma de captura puede variar desde espectros de líneas discretas nítidas hasta espectros casi continuos producidos por desintegración en cascada. Los rayos gamma de captura son una fuente importante y ocasionalmente constituyen la consideración más importante en el diseño de blindaje debido a su alta energía y al hecho de que se generan a través del blindaje.

- d) *Rayos gamma de dispersión inelástica.* En la dispersión inelástica de neutrones, parte de la energía del neutrón incidente es llevada por el neutrón disperso y parte es absorbida por el núcleo blanco. Este último se deja en un estado excitado y posteriormente decae por emisión de rayos gamma. Un proceso alternativo que puede estar involucrado es la formación de un núcleo compuesto por la unión del núcleo objetivo y el neutrón incidente. Luego se emite el neutrón adicional y el núcleo blanco se queda en un estado excitado. El tiempo entre la interacción de neutrones y la emisión de rayos gamma es insignificante (10^{-14} s). Al igual que con los rayos gamma de captura, el exceso de energía puede ser transportado por uno o más fotones. Sin embargo, los rayos gamma de esta fuente son generalmente menos penetrantes que los de la captura de neutrones; sus energías oscilan entre una fracción de 1 MeV y varios MeV. Dado que la energía del neutrón incidente debe exceder la energía del primer nivel excitado del núcleo blanco, la dispersión inelástica se vuelve más importante a medida que aumenta la energía del neutrón. En general, los neutrones deben estar en la región de los MeV para generar rayos gamma significativos mediante este proceso.
- e) *Rayos gamma producto de reacción.* La fuente del producto de reacción es el resultado de un proceso que se asemeja al de la dispersión inelástica, excepto que se expulsa del núcleo alguna partícula distinta de un neutrón. El núcleo queda inestable y emite un rayo gamma. Un ejemplo es la interacción $^{10}\text{B} (n, \alpha) ^7\text{Li}$, que se acompaña de la emisión de un rayo gamma de aproximadamente 0,5 MeV. Las fuentes de este tipo son significativas solo en materiales que contienen isótopos que tienen una probabilidad razonable de sufrir una reacción particular y que se encuentran en campos de neutrones intensos. En los reactores, los materiales que contienen boro generalmente son los únicos materiales que se ajustan a este criterio.
- f) *Rayos gamma producto de activación.* Los rayos gamma de captura y dispersión inelástica se emiten simultáneamente con la interacción neutrón-núcleo blanco. Sin embargo, el núcleo formado por una interacción de neutrones puede ser radiactivo y decaer con un periodo de semidesintegración que puede variar de segundos a años, emitiendo fotones y otras radiaciones en el proceso. Estos rayos gamma del producto de activación pueden ser de

importancia para el análisis de blindaje y son de particular interés después de la parada del reactor. También pueden emitirse en cantidades significativas a partir de materiales que han estado expuestos a un alto flujo de neutrones del núcleo y que posteriormente circulan en regiones externas al blindaje del reactor. Las muestras irradiadas y los refrigerantes de reactores se ajustan a esta descripción. Por ejemplo, la reacción $^{16}\text{O} (n, p) ^{16}\text{N}$ producida por la activación de neutrones rápidos del agua emite rayos gamma con energías de 6,1 y 7,1 MeV. El periodo de semidesintegración del ^{16}N es de 7,13 segundos, lo suficientemente corto como para producir actividades elevadas en corrientes de refrigerante de agua irradiada.

g) Radiación de aniquilación. Algunos materiales activados se desintegran por la emisión de positrones, que son aniquilados por la combinación posterior con electrones. Debido a la distancia relativamente corta que viajan los positrones antes de la aniquilación, se puede considerar que el proceso ocurre en el momento de la desintegración y en el sitio del núcleo activado. Se emiten dos fotones de 0,511 MeV de cada reacción de positrón-electrón. Los rayos gamma de alta energía también pueden reaccionar en un proceso inverso llamado producción de pares para producir pares de electrones y positrones. Estos positrones también se aniquilan cerca de su fuente de manera idéntica y contribuyen aún más a la fuente de rayos gamma de 0,511 MeV.

h) Bremsstrahlung. La aceleración y desaceleración de los electrones en el campo eléctrico atómico produce una radiación electromagnética llamada Bremsstrahlung. El proceso es idéntico al que ocurre en el tubo de rayos X y es una consideración importante solo donde las partículas beta de alta energía (o electrones acelerados) interactúan con materiales de alto número atómico.

- Fuentes de neutrones

Con mucho, la mayor fuente de neutrones en un reactor en funcionamiento es la creada por el propio proceso de fisión, en el que, junto con los rayos gamma instantáneos, se liberan neutrones libres como parte de cada fisión. Sin embargo, otras reacciones también pueden producir fuentes de neutrones de importancia para el diseñador de blindaje, y todas las fuentes discutidas en esta sección deben considerarse en un análisis de blindaje.

De nuevo, de acuerdo con (46), una contribución típica de la tasa de dosis de neutrones se puede suponer como un 10% debido a que el flujo de neutrones no está lo suficientemente protegido por el blindaje primario e incide directamente contra el blindaje secundario.

a) Neutrones de fisión. Aproximadamente 2,5 neutrones son emitidos por cada fisión en el ^{235}U por neutrones térmicos (más en otros casos), y transportan una energía total de aproximadamente 2 MeV. Aunque las energías pueden variar desde la región eV hasta más allá

de los 18 MeV, la energía promedio de un neutrón de fisión del ^{235}U es de aproximadamente 2 MeV, y a menudo se considera que un límite superior es de 14 MeV. De hecho, menos del 1% de la energía total de los neutrones de fisión es compartida por neutrones cuyas energías superan los 10 MeV. Sin embargo, estos neutrones de alta energía son muy penetrantes y, en algunos casos, pueden tener una importancia primordial. A efectos de blindaje, se puede suponer que los neutrones de fisión se desarrollan simultáneamente con cada reacción de fisión. La pequeña fracción (<1%) de emisiones diferidas requiere consideración como fuente separada solo en el caso de un reactor de combustible en circulación, como sería el caso de reactores de sales fundidas, donde el circuito de combustible se extiende más allá del blindaje del núcleo.

b) *Neutrones de activación.* En determinadas circunstancias, la desintegración de un núcleo radiactivo puede ir seguida de la emisión de un neutrón. Esto ocurre cuando la energía de excitación del núcleo hijo supera la energía de enlace del último neutrón del núcleo. De hecho, cuando existe tal desequilibrio energético, la emisión de neutrones es el modo preferido de decaimiento. Un ejemplo es la desintegración beta del ^{17}N con un periodo de semidesintegración de 4,14 segundos, que deja un núcleo de ^{17}O con energía de excitación más que suficiente para expulsar un neutrón. Los neutrones de esta fuente tienen una energía más probable de alrededor de 1,0 MeV. El ^{17}N se forma por la reacción $^{17}\text{O} (n, p) ^{17}\text{N}$ y puede ser importante en la irradiación del agua con neutrones rápidos.

c) *Fotoneutrones.* Un fotón cuya energía es mayor que la energía de enlace de neutrones de un núcleo puede transferir suficiente energía al núcleo como para provocar la emisión de neutrones. La energía de los fotones requerida para hacer posible una reacción de este tipo excede los 7 MeV para todos los núcleos excepto unos pocos, y la probabilidad de que se produzca la reacción de los fotoneutrones es bastante baja hasta que se alcanzan energías de los fotones por encima de los 10 MeV. Por tanto, los fotoneutrones no contribuyen con un término fuente significativo en la gran mayoría de los problemas de blindaje de reactores. Los pocos núcleos cuyas energías de enlace de neutrones son lo suficientemente bajas como para crear un posible problema en el blindaje del reactor incluyen ^2D , ^9Be , ^{13}C y ^6Li . Las energías umbral de los fotones para estos isótopos son 2,23; 1,67; 4,9 y 5,3 MeV, respectivamente. Dado que los cuatro aparecen en los materiales del moderador, estas excepciones ocasionalmente son importantes.

d) *Neutrones producto de reacciones.* La interacción de las partículas alfa con núcleos de litio, berilio, oxígeno, boro y flúor produce neutrones. Por lo tanto, estos elementos a menudo se combinan con isótopos emisores alfa, como el Polonio o el Plutonio, para formar fuentes de neutrones para su uso en experimentación o puesta en marcha de reactores. Los neutrones de estas fuente pueden ser importantes desde el punto de vista de blindaje y seguridad durante el montaje o en el entorno previo a la puesta en marcha de los reactores que contenga berilio en el material del elemento combustible. De manera similar, los neutrones de las reacciones (α, n) en

el oxígeno pueden ser dominantes en los elementos combustibles de dióxido de Uranio. La distribución de energía de estos neutrones es amplia, ya que la energía cinética del neutrón depende de su ángulo de emisión en relación con la dirección de la partícula alfa incidente, así como de la energía cinética de la partícula alfa. En fuentes de Polonio-Berilio y Plutonio-Berilio, por ejemplo, las energías de los neutrones emergentes oscilan entre valores menores de 1 MeV y superiores a 10 MeV.

Aparte de las fuentes de radiación, se puede suponer que la emisión de neutrones y rayos gamma emitidos por un núcleo fisible, los productos de fisión, los núcleos activados y las aniquilaciones de electrones y positrones son isotropas.

A modo de resumen, la siguiente Figura 5-2 (44) muestra esquemáticamente lo enunciado anteriormente.

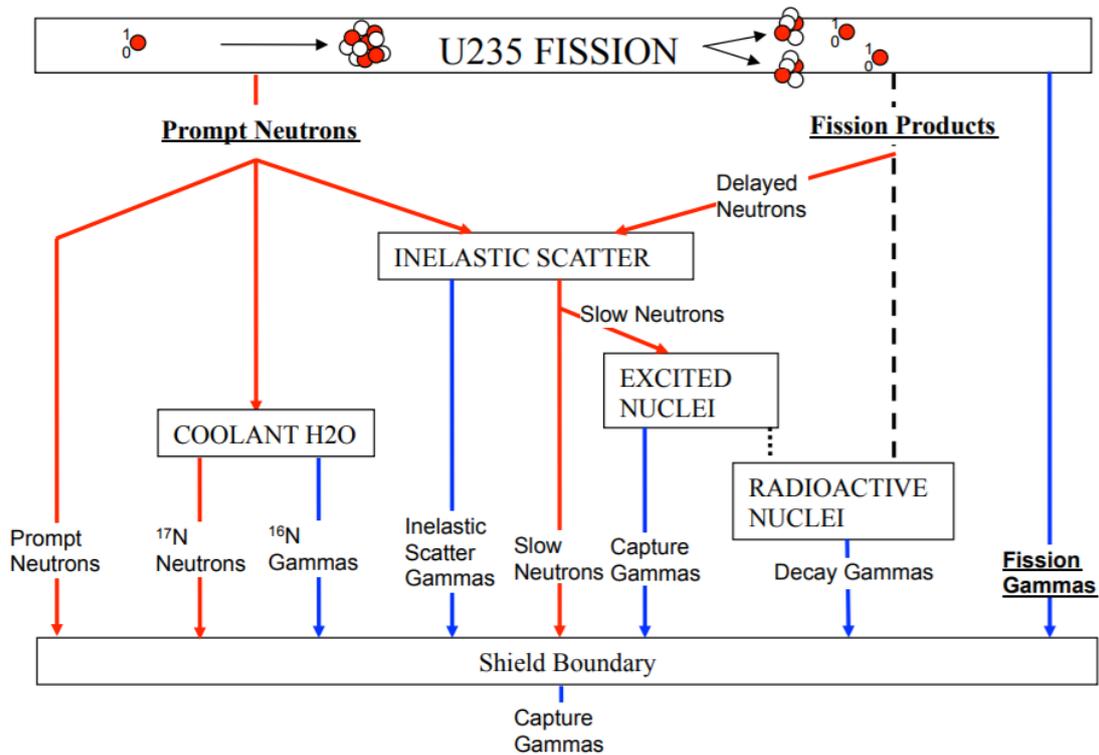


Figura 5-2: Resumen de contribuciones en reactores nucleares navales

5.5.2. Materiales de blindaje

La selección de materiales es obviamente una parte importante de la tecnología de blindaje de reactores. La selección de materiales y la tarea de optimización relacionada ofrecen el mayor potencial de ahorro de peso o costes. La tarea de elección de materiales requiere una variedad de disciplinas: la interacción nuclear, la transferencia de calor, la interacción química, las

características estructurales, otras propiedades físicas y la economía deben aplicarse en un análisis exhaustivo. Es evidente que la selección de materiales de protección merece una atención adicional.

- Consideraciones en la selección de materiales

Las propiedades nucleares del blindaje que deben considerarse son obviamente la atenuación de neutrones y rayos gamma. Como regla general, los buenos atenuadores de neutrones también producen rayos gamma secundarios a partir de la dispersión inelástica de neutrones y la captura radiativa; por tanto, la producción de fotones secundarios también debe ser una consideración. Para blindajes que requieren varios órdenes de magnitud de atenuación, el volumen y la masa afectan la elección del material. También interviene la resistencia estructural a las temperaturas de funcionamiento. Algunos materiales de baja resistencia que tienen excelentes propiedades de atenuación pueden rechazarse porque la estructura necesaria para soportarlos no compensa su ventaja principal, como podría ser en el caso del Plomo. Otros materiales de atenuación como el polietileno no podrán ser utilizados en zonas en las que la temperatura de operación exceda los 80 C.

Las capas internas del blindaje generalmente requieren cierta protección térmica; por lo tanto, se debe considerar su posible refrigeración. Los buenos atenuadores de rayos gamma son metales pesados de alto número atómico y suelen ser el material de mayor densidad en el blindaje. Para ahorrar peso y coste, estos materiales generalmente se colocan más cerca del núcleo, lo que puede dar lugar a un requisito de enfriamiento.

Los diferentes objetivos de diseño conducen a la selección de diferentes materiales. Para un sistema de reactor de potencia fijo, el coste es una consideración primordial; por lo tanto, el hormigón se convierte en una línea de base para la comparación con otros materiales. Se pueden considerar sustitutos de mayor atenuación solo si se obtienen algunos ahorros de costes.

Las propiedades requeridas a los materiales de protección biológica se resumen a continuación (49).

En general, los materiales de protección utilizados para blindaje deben tener las siguientes propiedades y garantizar lo siguiente:

1. *Densidad máxima posible (es decir, peso específico o aparente máximo) para asegurar la máxima atenuación de la radiación gamma del núcleo y para la absorción de la radiación gamma secundaria causada por la captura de neutrones por el material. Los materiales de mayor densidad también ralentizan los neutrones rápidos de manera eficiente (dispersión*

- inelástica), transformando su energía en neutrones epitérmicos y térmicos que luego se absorben más fácilmente.*
- 2. Densidad y homogeneidad constante del material de blindaje (a lo largo de todo o parte del blindaje).*
 - 3. Un contenido de hidrógeno definido y económicamente justificado (normalmente contenido en el agua unida químicamente) para una atenuación eficaz de los neutrones epitérmicos al nivel térmico. Es deseable que el contenido de hidrógeno del material de blindaje sea independiente de la temperatura del material.*
 - 4. Minimizar la deposición de energía debida a la radiación gamma generada por absorción en la atenuación de los neutrones.*
 - 5. Resistencia estructural suficiente del material que no se vea comprometida debido a los efectos de las radiaciones.*
 - 6. Baja radiactividad residual. Cantidad mínima de radioisótopos de larga vida que pueden acumularse en el blindaje bajo el efecto de la radiación.*
 - 7. Resistencia mecánica (principalmente resistencia a la compresión) y estabilidad tridimensional de la estructura. Este último requisito puede explicarse por el hecho de que el blindaje contra la radiación externa es en la mayoría de los casos también la estructura portante de la contención (cubierta, paredes del tanque del reactor contiguas al blindaje, etc.); el blindaje no debe tener costuras y uniones continuas o huecos locales, agujeros o grietas transversales a través de las cuales la radiación pueda penetrar fácilmente.*
 - 8. Módulo de elasticidad relativamente bajo que permite reducir las tensiones de tracción en la zona exterior del blindaje como resultado de que su calentamiento se producirá principalmente por el lado desde el que recibe la radiación.*
 - 9. Máxima conductividad térmica posible para reducir el gradiente de temperatura sobre el espesor del blindaje y, por tanto, las tensiones de tracción en la zona exterior del blindaje.*
 - 10. Mínima expansión térmica del material, mejorando también la reducción de tensiones térmicas.*
 - 11. Mínima hidratación térmica durante el endurecimiento (principalmente en materiales como el hormigón).*
 - 12. Contracción mínima durante la construcción del blindaje y posteriormente, ya que al contraerse las diversas aberturas, tuberías y conductos del blindaje pueden desplazarse y generar a su vez tensiones indeseables.*
 - 13. Refractariedad y estabilidad térmica, y si el material se incendia, la velocidad de combustión debe ser lo más baja posible con la llama tendiendo a apagarse automáticamente cuando se retira la fuente de fuego. Se imponen demandas particulares en cuanto a refractariedad a los materiales utilizados para blindar directamente el núcleo del reactor. Los materiales de blindaje no deben fundirse ni siquiera a la temperatura de emergencia en el reactor. Esto es de particular importancia para los reactores de neutrones rápidos.*

14. *Impermeabilidad.*
15. *Resistencia a los gases.*
16. *Seguro (en cuanto a los efectos de la evolución de gases del material durante su calentamiento).*
17. *Inerte químicamente y, en primer lugar, resistencia a la acción química del refrigerante (esto se refiere particularmente a los reactores refrigerados por sodio en los que el blindaje no debe incluir mezclas de agua y metal).*
18. *No corrosivo con respecto al metal (acero, Plomo, Aluminio, etc.).*
19. *Fácil construcción y fácil reparación y, si es necesario, sustitución.*
20. *Bajo coste.*

En la naturaleza no existen materiales que satisfagan todos estos requisitos. Por lo tanto, deben utilizarse materiales artificiales (como el hormigón) o, en algunos casos, debe construirse un blindaje formado por capas de diferentes materiales. Al seleccionar los materiales de blindaje adecuados, se debe tener en cuenta la relación entre la intensidad del flujo de neutrones y la intensidad de los rayos gamma (10-90 (46)). Muchos de los requisitos anteriores están en conflicto. Cuando se utilizan materiales de alta densidad, por ejemplo, no se puede satisfacer el requisito de coste mínimo. Dado que una densidad más alta conduce a una masa mayor, se debe lograr un compromiso entre el peso y el blindaje. El alto contenido de hidrógeno entra en conflicto con el requisito del contenido máximo de elementos pesados. En este caso, se debe encontrar un compromiso utilizando una mezcla de compuestos pesados y que contienen hidrógeno (por ejemplo, hormigón) o, lo que se hace con menos frecuencia, construyendo el blindaje en capas alternas de materiales pesados y ligeros. Al seleccionar los materiales de construcción para el blindaje, deben sopesarse cuidadosamente todas las ventajas y desventajas económicas y de ingeniería de los diversos materiales y deben tenerse en cuenta las condiciones de funcionamiento de la central nuclear en particular. Por tanto, se debe dar preferencia a materiales de propiedades adecuadas. Al construir nuevas instalaciones para una planta de reactores, generalmente es posible crear un blindaje de gran volumen, pero de materiales menos pesados. Por otro lado, cuando se construye un reactor en emplazamientos ya existentes, el grosor del material a menudo tiene que reducirse debido a las condiciones de acceso restringido, y en este caso se tienen que utilizar materiales más caros y de mayor densidad. Se presenta un examen de las propiedades de algunos materiales actualmente en uso para materiales de blindaje comunes y para blindaje de sistemas móviles en comparación con algunas de sus características con los requisitos anteriores.

- Materiales de blindaje para sistemas de reactores móviles.

El peso, más que el coste, es generalmente el principal criterio de diseño en la aplicación a los sistemas de reactores móviles. El énfasis, por lo tanto, se desplaza hacia el blindaje optimizado

proporcionado por los llamados materiales exóticos constituidos mediante capas configurando un blindaje tipo sandwich.

El enfoque en el diseño de blindajes de peso mínimo para sistemas de reactores generalmente es seleccionar el más eficiente de los materiales de blindaje de neutrones compatible con el diseño y combinar esto con el más eficiente de los materiales de blindaje de rayos gamma en lugar de seleccionar un único material de atenuación. Estos materiales de dos componentes generalmente se colocan en capas de alguna manera que permiten un peso mínimo al proporcionar el equilibrio adecuado entre las radiaciones primarias y secundarias y los efectos geométricos sobre el volumen del material.

La eficiencia de un blindaje de neutrones puede correlacionarse con su densidad de hidrógeno, y la eficiencia de un atenuador de rayos gamma puede correlacionarse con la densidad total del material. Por tanto, los materiales de los componentes de blindaje de peso mínimo son combinaciones tales como Plomo más polietileno, aleaciones de Tungsteno más hidruro de Litio o Uranio empobrecido más hidruro de Titanio.

Los blindajes de esta naturaleza colocados cerca de un reactor de propulsión crean invariablemente un problema térmico debido a la alta absorción de energía.

El aumento de temperatura interna se puede limitar enfriando los materiales con un flujo de refrigerante forzado entre capas delgadas del material o mediante canales de enfriamiento internos. Algunos de los materiales de blindaje de alta densidad contra rayos gamma, como el Tungsteno y el Uranio empobrecido, tienen una conductividad térmica relativamente alta y pueden tolerar una temperatura de funcionamiento bastante alta si están revestidos para protegerlos contra la oxidación y la corrosión. Por el contrario, la mayoría de los materiales que tienen un alto contenido de hidrógeno tienen una conductividad térmica baja y no pueden tolerar altas temperaturas de funcionamiento sin fundirse o descomponerse, como ocurre con el polietileno.

Como se mencionó, entre los principales competidores entre materiales para sistemas de reactores móviles se encuentran el Plomo, el polietileno, las aleaciones de Tungsteno, el hidruro de Litio, el Uranio empobrecido (^{238}U) y el hidruro de Titanio. Las propiedades de algunos de estos materiales se dan en los siguientes párrafos. Algunas propiedades físicas de los metales discutidos se resumen en la Tabla 5-1 y de los materiales hidrogenados, en la Tabla 5-2 (48).

Tabla 5-1: Propiedades físicas de materiales de blindaje.

	Iron (stainless steels)	Lead	Tungsten	Uranium	Concretes
Density, g/cm ³	7.9 to 8.0	11.34	19.3	18.5 to 19.04	2.5 to 5.0
Specific heat, cal g ⁻¹ deg ⁻¹	0.12	0.0309	6.0	0.02 to 0.04	0.16 to 0.2
Melting point, °C	1370 to 1425	327.4	3410	857	
Thermal conductivity, cal sec ⁻¹ cm ⁻¹ deg ⁻¹	0.03 to 0.05	0.083	0.40 to 0.46	0.6 to 1.0	(6 to 11)10 ⁻³
Coefficient of thermal expansion, deg ⁻¹	(14 to 20)10 ⁻⁶	29.1 (10 ⁻⁶)	(4.4 to 5.0)10 ⁻⁶	(8 to 10)10 ⁻⁶	(6 to 10)10 ⁻⁶
Tensile strength, kg/cm ²	(4 to 6)10 ³	160 to 180	(8.1)10 ³	(7.7 to 9.1)10 ³	

Tabla 5-2: Propiedades físicas de materiales de blindaje neutrónico.

	Graphite	Polyethylene	Lithium hydride	Titanium hydride	Zirconium hydride
Density, g/cm ³	1.5 to 1.9	0.92 to 0.96	0.82	3.9	5.6
Sublimation, °C	3650				
Melting (softening) point, °C	Sublimes	110 to 200	680	400 (decomposes)	430 (decomposes)
Coefficient of thermal expansion linear, deg ⁻¹	(3.5 to 8)10 ⁻⁶	(16 to 18)10 ⁻⁵			
Thermal conductivity, cal sec ⁻¹ cm ⁻¹ deg ⁻¹	0.1 to 0.3	(6 to 8)10 ⁻⁴			
Specific heat, cal g ⁻¹ deg ⁻¹	0.2 to 0.5	0.55			

- a) Agua. Las capas de agua se encuentran en los análisis de blindaje de reactores casi con tanta frecuencia como el hormigón. Es un excelente atenuador de neutrones debido a su gran contenido de hidrógeno. Es un atenuador inferior de rayos gamma debido a su baja densidad de electrones. Dado que el oxígeno no tiene captura de neutrones térmicos y la sección eficaz de captura de neutrones térmicos del Hidrógeno es de 330 mb, aunque libera rayos gamma de 2,2 MeV, el agua tiene una producción de rayos gamma secundarios relativamente baja. Las consideraciones cuando se usa agua como material de blindaje incluyen contención, control de temperatura, corrosión y purificación (desmineralización).
- b) Plomo. El mejor de los materiales convencionales para la atenuación de rayos gamma. El Plomo solo es superado por el Uranio. Los ladrillos de Plomo se encuentran en casi todos los laboratorios de radiación constituyendo estructuras de protección portátiles. El Plomo sufre fluencia a altas temperaturas (por encima de 260 ° C) y debe restringirse para evitar la pérdida de su integridad estructural. Los perdigones de Plomo son un buen relleno para cavidades en tapones y puertas en blindajes. El Plomo tiene propiedades neutrónicas relativamente malas y produce rayos gamma de 7,4 MeV en la captura de neutrones. Los aditivos en el Plomo comercial pueden causar importantes problemas de activación, como sería el caso de hasta el 3% de Antimonio que se le suele añadir para mejorar su resistencia mecánica y su maquinabilidad.

- c) Hierro. El Hierro casi siempre está presente en la estructura del reactor como acero y se utiliza para escudos térmicos y recipientes a presión. El Hierro produce una serie de rayos gamma secundarios de hasta 10 MeV, la mayoría de ellos a 7,6 MeV. No es sorprendente que sea intermedio en la atenuación de rayos gamma entre el agua, el Carbono y el Boro en el extremo inferior y el Tungsteno, el Plomo y el Uranio en el extremo superior. La atenuación de neutrones por unidad de espesor de Hierro es buena; es intermedio entre los mismos materiales mencionados para los rayos gamma. El isótopo ^{58}Fe se activa fácilmente mediante neutrones térmicos que producen ^{59}Fe , con un periodo de semidesintegración de 59 días, que emite un rayo gamma de 1,5 MeV. Esta activación del Hierro puede limitar la accesibilidad a un reactor después del apagado. Todos los aceros se vuelven frágiles después de la exposición a una fluencia de neutrones rápidos ($> 1 \text{ MeV}$) del orden de 10^{19} a 10^{20} neutrones/cm², mostrando incrementos de dureza del 50 al 100%, dependiendo de la aleación y el tratamiento térmico.
- d) Polietileno. Este plástico es un hidrocarburo puro $(\text{CH}_2)_n$ con una densidad de 0,92 g/cm³ que en realidad contiene un 18% (en volumen) más de hidrógeno que el agua (ambos contienen más hidrógeno por unidad de volumen que el hidrógeno líquido). El agua contiene $6,7 \times 10^{22}$ átomos de Hidrógeno/cm³ y el polietileno tiene aproximadamente 8×10^{22} átomos de Hidrógeno/cm³. El polietileno no se activa, pero se ablanda a 110° C y favorece la combustión. Una versión más densa de polietileno tiene un punto de ablandamiento más alto (200° C) y una densidad ligeramente más alta (0,96 g/cm³). Cualquiera de los materiales sufre daños por radiación y debe reemplazarse antes de que la descomposición reduzca su eficacia (probablemente muy por encima de 10 kJ/g de deposición de energía). Además, el polietileno se puede borrar para producir el beneficio adicional de una alta absorción de neutrones. La expansión térmica lineal es grande y la conductividad térmica es muy pequeña; Hay que tener en cuenta ambas propiedades.
- e) Hormigón. Es una opción natural para el material de blindaje; es barato, fiable, estructuralmente útil y versátil. Se ha trabajado mucho en sistemas convencionales y en la literatura se describen hormigones de protección especiales y una amplia variedad de composiciones. La utilización de este material en el sector nuclear es de gran importancia, ya que debido a su versatilidad al variar la composición, se puede adaptar al blindaje de términos fuente muy variados. El agua contenida en su composición atenuará los neutrones, mientras que los áridos de metales como Hierro o incluso Plomo, atenuarán la radiación gamma. Hormigones con Serpentina son especialmente adecuados en entornos con temperaturas superiores a los 150 °C. Además, la facilidad de su puesta en obra lo hacen adecuado para geometrías complicadas. En reactores navales no se utiliza demasiado, principalmente debido a su elevado peso, pero no por ello queda descartado.

5.6. Construcción del modelo de transporte

La tarea principal en la evaluación de la tasa de dosis es resolver la ecuación del transporte. El método de solución de Monte Carlo basado en el conocimiento de secciones microscópicas y la teoría de probabilidad elemental se ha empleado con éxito en el blindaje de reactores y la mejora en la capacidad de cálculo gracias a las modernas computadoras brindan la posibilidad de desarrollar modelos de altísima complejidad y obtener resultados en tiempo relativamente corto.

Así, el primer paso consiste en el análisis de los dibujos y modelos CAD del reactor LABGENE que constituirá la base de esta Tesis (50), y la conversión de los datos a un formato legible por códigos de transporte de partículas. Con frecuencia, el transporte de radiación requiere modelos menos detallados que los que se encuentran en los archivos CAD de integración de sistemas y, por lo tanto, se requiere un paso de simplificación para preparar y alimentar la definición de geometría en los códigos de transporte. Este proceso también implica la definición de celdas vacías (o celdas de aire), que normalmente no se proporcionan específicamente en archivos CAD.

CATIA (51) convierte a 3D la geometría de los planos proporcionados o desarrollados a partir de MicroStation (52) (para el manejo de vacíos, limpieza y simplificación de la geometría), y luego un código de conversión como SuperMC (53) convierte la geometría de CATIA (así como los materiales y las fuentes) al formato Monte Carlo requerido. Finalmente, la verificación de la representación de la geometría se realiza volviendo a convertir el archivo al formato CAD de Monte Carlo y verificando si hay partículas perdidas.

5.6.1. Metodología de simplificación geométrica

Por lo tanto, la metodología para garantizar resultados correctos incluye el preprocesamiento de modelos CAD detallados, simplificando geometrías y dividiendo volúmenes en geometrías más simples para facilitar el proceso de conversión. Se eliminan los detalles geométricos como atornillado, chaflanes, roscas, etc., con la excepción de los detalles asociados con áreas de especial interés que podrían alterar significativamente los resultados del transporte de radiación (por ejemplo, rendimiento de penetraciones para cálculos de blindaje).

Con esta aproximación geométrica, el comportamiento del transporte de radiación del sistema (es decir, la capacidad de blindaje de fotones y neutrones) se conservará o será lo suficientemente similar a la representación original.

5.7. Librería de datos nucleares para cálculos de transporte de neutrones-fotones

La biblioteca ENDF / B-VII.1 (incluidos los datos de covarianza) se utilizará para los cálculos de transporte de neutrones.

Las bibliotecas de producción de fotones inducidas por neutrones son las mencionadas anteriormente para los cálculos de transporte de fotones. En cuanto a las secciones transversales fotoatómicas, las más utilizadas en los cálculos de Monte Carlo, derivan de la biblioteca de datos ENDF / B-VI.8.

5.8. Definición de escenarios

Esta Tesis se centra en el análisis de cuatro escenarios diferentes. Estos escenarios son necesarios debido a la dificultad de realizar un único modelo que considere todas las situaciones al mismo tiempo. Por ello, se ha procedido a la discretización del problema en escenarios más simples, sobre todo, desde el punto de vista del término fuente considerado.

El escenario NOS-01 se encarga de analizar el modelo cuyo término fuente está constituido por el núcleo en operación, considerando acoplados los neutrones de fisión y todas las liberaciones de rayos gamma asociadas a las reacciones que se producen. Este escenario proporcionará las dosis obtenidas cuando el reactor nuclear está en operación, siendo el término fuente principal y en base al cual se constituye el blindaje primario.

El escenario NOS-01B tiene en cuenta el refrigerante y los neutrones que se producen en el decaimiento del ^{17}N tras su generación al ser activado el refrigerante en cada paso por el núcleo. Mediante el estudio de este escenario, se analizará el término fuente neutrónico en las tuberías del circuito primario, ya que son neutrones que se producirán fuera del núcleo y deben ser considerados en la dosis total.

El escenario NOS-02 tiene en cuenta el término fuente en el agua de refrigeración, siendo especialmente relevante la aportación debida al ^{16}N . Esta contribución es de extrema importancia, ya que se distribuirá por todo el recinto de la contención al viajar por las tuberías del circuito primario. La elevada energía de la radiación gamma emitida debe ser considerada de manera particular, ya que es una de las mayores contribuciones a la dosis durante la operación del reactor. Los cálculos realizados con este término fuente se utilizarán para la determinación del blindaje secundario.

Ya por último, se considera el escenario NOS-03A, que estudiará el modelo en parada y el decaimiento de los productos de fisión del núcleo. En este último caso, se estudia la contribución una vez que las reacciones de fisión se han detenido, pero que los productos de fisión siguen

liberando radiación debido a su radiactividad. Durante la operación esta contribución también existe, pero será especialmente relevante durante los periodos de parada del reactor, cuando se proceda a realizar labores de mantenimiento y es entonces cuando afectará directamente a la tripulación.

Con estos cuatro modelos se considera que más del 90 % de las contribuciones a la dosis estarían contempladas.

La Tabla 5-3 muestra los códigos para cada caso específico.

Tabla 5-3: Contribuciones consideradas

Código	Descripción
NOS-01	Fotón-neutrón acoplado para escenarios de funcionamiento normal con fuente de fisión en el núcleo del reactor. El núcleo se encuentra en operación. Determinante a la hora de calcular el blindaje primario
NOS-01B	Solo neutrones de activación ¹⁷ N para escenarios de funcionamiento normal con fuente de neutrones en el refrigerante del circuito primario. Núcleo en operación. Importante a la hora de calcular la dosis neutrónica fuera del blindaje primario
NOS-02	Solo fotones para la activación del agua, los productos de fisión y los productos de corrosión que se encuentran en el agua del circuito primario. Núcleo en operación. Es fundamental para determinar la constitución del blindaje secundario.
NOS-03A	Solo fotones de decaimiento de productos de fisión en el núcleo del reactor (en parada). Importante a la hora de establecer los tiempos que el personal de mantenimiento puede dedicar a sus tareas. Vital para determinar dosis colectiva.

5.8.1. Operación normal

La geometría, los materiales y las dimensiones seguirán siendo los mismos para los tres escenarios de funcionamiento normal. Los materiales del núcleo del reactor se han elegido para el peor escenario posible con un enfoque conservador (estos materiales corresponden al caso de potencia nominal del 100% en el que el combustible se encuentra al final de su grado de quemado (EOC), con una mayor proporción de productos de fisión siendo un material más radiactivo). Los materiales se han obtenido del cálculo de SERPENT (54) con el que se obtuvo la composición del combustible y el veneno tras un quemado de 351,51 días a 48 MW de potencia.

En los tratamientos analíticos, un campo de radiación con distribución de energía a menudo se aproxima como una serie de fuentes monoenergéticas. Se supone que toda la radiación dentro de un incremento de energía tiene la misma energía, que puede elegirse como el punto medio del incremento, la energía promedio dentro del incremento o algún promedio ponderado basado en una probabilidad de interacción particular.

La distribución de energía de los neutrones de la fisión es, obviamente, uno de los principales datos de partida en la preparación del término fuente para un reactor. Watt (55) midió la probabilidad de emisión por rangos de energía para la fisión térmica en el ^{235}U , entre 3 y 17 MeV, quien también revisó las mediciones en rangos más bajos y propuso una expresión empírica para ajustar los datos de 0,075 a 7 MeV.

La fuente de neutrones se representa como un espectro de fisión de Watt en el volumen de la parte activa del núcleo del reactor. Esto representará los volúmenes del nodo 2 al nodo 11 de la geometría (ver apartado 6.2.20). La distribución de probabilidad axial se ha obtenido del cálculo mediante SERPENT y permite modelar las diferentes distribuciones de potencia a lo largo del núcleo.

Las fórmulas para el espectro de Watt se muestran en la ecuación 1.

$$f(E) = C e^{-\frac{E}{a}} \text{Sinh}(\sqrt{bE}) \quad [1]$$

De esta manera, cada escenario de potencia diferente tendrá una distribución de probabilidad diferente en el eje Z y una intensidad de neutrones diferente que modificará la constante arbitraria "C" en la ecuación 1 para adaptar la forma del espectro a cada modo de operación. Estos datos se muestran en el apartado 6.5.1.

Este caso se ejecutará en modo acoplado neutrón-fotón para tener en cuenta las interacciones de neutrones que dan como resultado la generación de fotones (NOS-01). La aplicación del modo acoplado neutrón-fotón tiene en cuenta las interacciones de neutrones y los fotones inducidos por neutrones (rápido, bremsstrahlung, aniquilación, primer y segundo fotones de fluorescencia).

Se realiza un análisis de neutrones adicional (NOS-01B) para tener en cuenta la tasa de dosis de neutrones debida a los neutrones de desintegración del ^{17}N .

También debe tenerse en cuenta otra fuente (fuente gamma). Ésta se obtiene del espectro de productos de activación, fisión y corrosión del volumen de agua primario que se calculó con SERPENT (54) y ACAB (56) (57) (NOS-02). Para este caso, se requiere otro cálculo únicamente en modo fotón. Este espectro corresponde al caso de potencia nominal del 100% con fines

conservadores. Sin embargo, el flujo final se ajustará para adaptarse a cada una de las intensidades de fotones para los tres casos.

El último caso (NOS-03A) explicará la emisión gamma de los productos de fisión del núcleo del reactor. El caso NOS-03A considerará los flujos de fotones justo después de la parada del reactor (58).

Para cada escenario, se utilizan contadores de malla según lo especificado en el apartado 6.6 para poder visualizar la disposición general del flujo y las áreas críticas que necesitan una revisión o cambio de diseño.

5.9. Coeficientes de conversión de Fluencia a Dosis Efectiva

La cantidad de dosis límite utilizada en la protección radiológica es la dosis efectiva, designada por E. La dosis efectiva se determina mediante una suma ponderada de la dosis a los órganos y tejidos del cuerpo radiosensibles:

$$E = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R}$$

Donde w_T es el factor de ponderación del tejido, w_R es el factor de ponderación de la radiación y $D_{T,R}$ es la dosis promedio absorbida en el tejido T por el tipo de radiación R.

Para calcular la dosis efectiva inducida por cualquier flujo de partículas, deben conocerse los coeficientes de conversión de fluencia a dosis efectiva para todas las energías de todos los tipos de partículas que puedan estar presentes en el campo de radiación. Usando este conjunto de coeficientes de conversión junto con el flujo de partículas específico al que una persona puede estar expuesta, se podría determinar la dosis efectiva recibida por esa persona. Los coeficientes de conversión de fluencia a dosis efectiva se determinan calculando la dosis efectiva total en un modelo antropomórfico que representa el cuerpo humano como se puede observar en la Figura 5-3, para campos monoenergéticos de todas las partículas de interés. La dosis efectiva resultante para cada depósito de energía se divide luego por la fluencia total de cada radiación.

La publicación número 74 de la ICRP (1) resumió el método de cálculo de los coeficientes de conversión y proporcionó los valores recomendados. En la publicación ICRP 74 se presentan los coeficientes de conversión calculados para la irradiación por radiación monoenergética y geometrías de irradiación idealizadas.

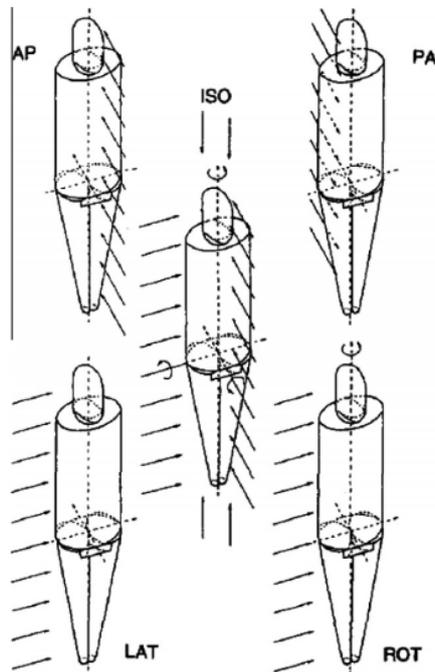
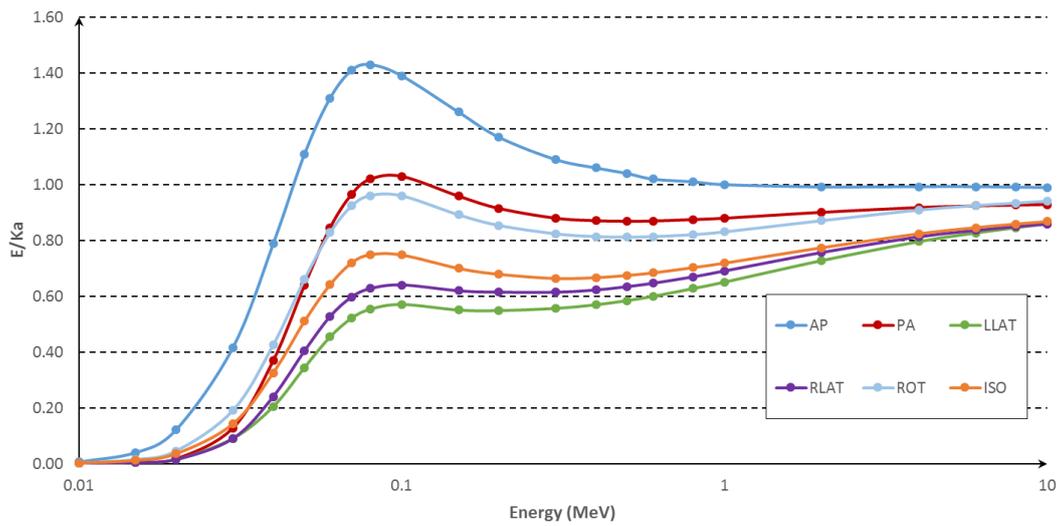


Figura 5-3: Geometrías de irradiación en modelos antropomórficos. AP, antero-posterior; PA, postero-anterior; LAT, lateral; ROT, rotacional; ISO, isotrópica.

5.9.1. Fotones

Se ha empleado la geometría de irradiación anteroposterior de los coeficientes de conversión de dosis efectiva de la ICRP-119 porque son los más conservadores, como se muestra en la Figura 5-4¹ y la Figura 5-5 (2).

¹ Esta figura refleja solo los coeficientes de conversión para la dosis efectiva por kerma en aire libre en aire (E / K_a) porque el perfil de la función es exactamente el mismo cuando se multiplica por los coeficientes de conversión para kerma en aire libre en aire (K_a / Φ).



AP, antero-posterior; PA, postero-anterior; LLAT, left lateral; RLAT, right lateral; ROT, rotational; ISO, isotropic.

Figura 5-4: ICRP-74 & ICRP-119 Perfiles de irradiación gamma.

5.9.2. Neutrones

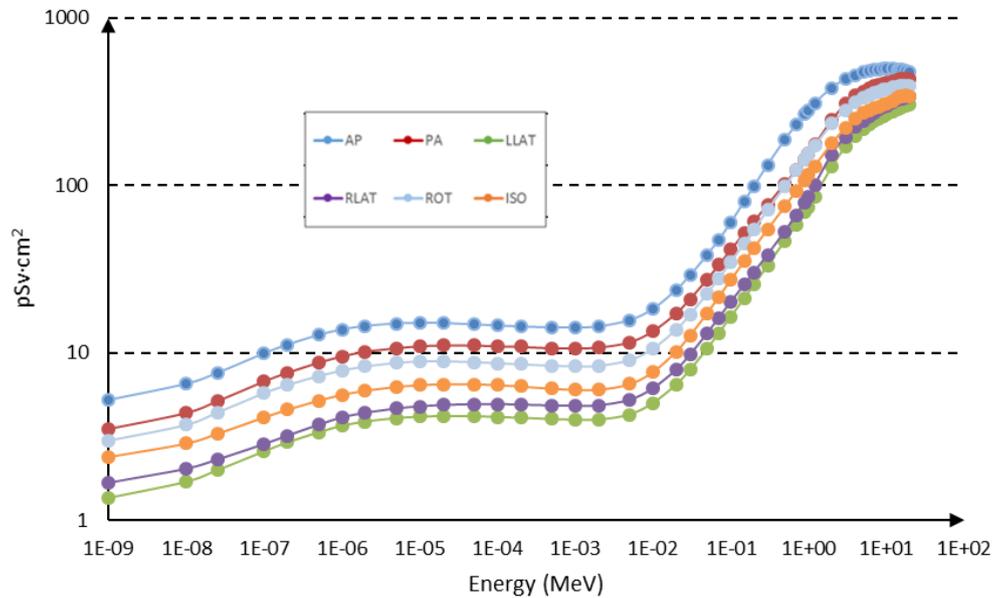


Figura 5-5: ICRP-74 & ICRP-119 Perfiles de irradiación neutrónica.

Los cálculos de Monte Carlo se han realizado con códigos bien conocidos y reconocidos internacionalmente con el fin de evaluar a varias energías de neutrones la dosis efectiva. La geometría de irradiación anteroposterior de la ICRP-119 (2) también se ha empleado para los neutrones

5.10. Importancia del tipo de radiación

A la hora de seleccionar materiales de blindaje, se puede determinar la diferente contribución de los distintos tipos de radiación a la tasa de dosis. De esta manera, se puede realizar un análisis del material y evaluar si la relación entre los diferentes tipos de contribución de radiación se refleja de manera óptima en los materiales de blindaje elegidos.

La distribución del blindaje gamma entre el blindaje primario y secundario requiere un estudio de la aplicación específica. El Plomo colocado cerca del reactor para proteger su radiación requiere un área mucho más pequeña (y por lo tanto menor peso) que el mismo espesor de Plomo colocado en el blindaje secundario. Por otro lado, el Plomo colocado cerca del reactor no participaría en el blindaje de las fuentes de agua activadas que se encontrarán en las tuberías y otros componentes del circuito primario. Una consideración importante es que la incorporación de Plomo en el blindaje primario del reactor es deseable cuando sea éste la fuente gamma dominante y para que la contribución del reactor a la dosis sea comparable a la de otras fuentes. La cantidad de Plomo que debe incorporarse en el blindaje del reactor es una función compleja de la disposición y la contribución de las otras fuentes de radiación gamma. La adición de blindaje suficiente para reducir la contribución del reactor a la dosis en un punto seleccionado puede disminuir la dosis del 50 al 10 por ciento de la dosis total y puede resultar en un ahorro de peso significativo.

El peso del blindaje también depende de la distribución de la dosis permitida entre la dosis de neutrones y la dosis gamma. El peso de un blindaje disminuye a medida que aumenta la dosis relativa asignada a la radiación gamma, hasta un cierto mínimo. Los diseños de blindaje de reactores navales y PWR permiten que un máximo del 10 por ciento de la dosis total sea de neutrones rápidos y el resto de fotones. Esta relación se ha establecido a partir de consideraciones radiológicas, pero también está en la dirección correcta por consideraciones de peso y coste. La mejor distribución en función del peso dependería de un estudio del problema específico. Los blindajes de neutrones son económicos y pueden consistir principalmente en agua.

6. CÁLCULO DEL TRANSPORTE DE RADIACIÓN

Todo modelo de transporte de radiación comparte elementos comunes de forma que a partir de unos datos de partida se pueda llegar a obtener los resultados necesarios. En el caso que nos ocupa, los resultados esperados son la contribución a la dosis efectiva de diferentes términos fuente de radiación, pero para llegar ahí, hay que seguir una metodología sistemática que permita considerar información fundamental en todo modelo de transporte, como serían la geometría del modelo, los materiales de los que está constituido y los ya citados términos fuente.

Actualmente, fundamentalmente gracias a la capacidad de cálculo que proporcionan los modernos ordenadores, se observa una tendencia hacia la representación geométrica de hasta el más mínimo detalle. La existencia de códigos de conversión de software de diseño como CATIA o Solidworks, a códigos de transporte como MCNP o similares, permite tener un reflejo fiel de la parte geométrica del modelo con un muy alto grado de precisión, obviando las simplificaciones realizadas con anterioridad. Merece la pena comentar, que este alto grado de precisión requiere de potentes servidores de cálculo, no al alcance de todos.

Otro de los elementos imprescindibles en todo modelo de transporte de radiación son los materiales. De su correcta definición va a depender que se capture la realidad de la interacción de la radiación con los materiales constitutivos del modelo. En este aspecto, no solo los elementos principales del material deben ser tenidos en cuenta, sino que aquellas impurezas relevantes desde un punto de vista de transporte de radiación deben ser consideradas. Cobalto, Niobio, Tántalo, Europio, Cloro, etc. no son los típicos elementos que se presentan en las composiciones de aceros, hormigones o grafito, pero su influencia es fundamental en la contribución a la dosis. En concordancia con la precisión geométrica, hoy día se tienen en cuenta composiciones de materiales muy precisas, llegando hasta las pocas partes por millón de isótopos considerados relevantes. Esto obviamente, tampoco está al alcance de todos, ya que requiere de ensayos de laboratorio de los materiales utilizados, y del mantenimiento de unos estándares de calidad muy altos.

Hasta ahora se ha hablado de “la materia”, pero en los análisis de transporte de radiación precisamente lo que se analiza es la interacción con la materia de “la radiación”, y es esta radiación la que constituye el término fuente. Este término fuente debe ser analizado con el mismo grado de detalle que los otros elementos del modelo, ya que por mucha precisión geométrica y mucho que se afinen las composiciones, si el término fuente no está equilibrado, todo el modelo podría quedar en entredicho.

Temperaturas, factores de conversión de flujo a dosis, bibliotecas de secciones eficaces (59) o técnicas de reducción de varianza también forman parte del modelo de transporte, por lo que también tendrán su espacio en esta tesis.

En los próximos subcapítulos se presentan las diferentes fuentes e hipótesis que se han tenido en cuenta en la generación del modelo que se desarrollará en los próximos capítulos.

6.1. Geometría del modelo

Como ya se ha mencionado a lo largo de este trabajo, la optimización de los materiales constitutivos del blindaje de un reactor nuclear móvil requiere de la consideración de un modelo concreto, de tal forma que se pueda proceder mediante iteraciones sucesivas a la mejora de alguno de los parámetros de interés.

En aras de dotar de aplicación lo más práctica posible, dentro de lo que es este trabajo de investigación, gran parte del tiempo empleado se ha dedicado a la investigación y selección del reactor base sobre el que versaría el proceso de optimización.

La herencia militar de los reactores nucleares, y más en concreto, de los reactores móviles, hace de esta labor de investigación una tarea compleja, ya que la información cuando se encuentra lo hace de una forma muy dispersa, dificultando el conocimiento. Aunque se comprende que los temas de seguridad nacional deban permanecer bajo cierto grado de secreto, países como EEUU, Reino Unido o Rusia guardan celosamente su conocimiento, siendo prácticamente imposible encontrar información suficiente para plantear un prototipo aunque sea aproximado.

Tras la larga investigación realizada, se han encontrado diversas fuentes de información relacionadas con el submarino nuclear brasileño. Esta información, aunque también dispersa, está dotada de un grado de detalle suficiente para poder construir un modelo realista de lo que es un sistema de propulsión nuclear de un moderno submarino en proceso de construcción.

La empresa Unitécnica (60) presenta en su página web toda una serie de diseños y modelos de diferentes estructuras, sistemas y componentes del submarino nuclear brasileño. En base a estos modelos se ha podido inferir la geometría de los elementos combustibles, la forma de la vasija y la disposición del núcleo en su interior, los internos, así como una visión de conjunto de lo que constituye el compartimento del reactor. Aparte, se ha podido extraer el trazado aproximado de las tuberías del sistema primario de refrigeración; información muy interesante a la hora de considerar el término fuente del ^{16}N que circula durante la operación del reactor, constituyendo la mayor contribución a la dosis en el recinto del reactor. Además, se incluyen modelos de los generadores de vapor, desionizador, bombas principales de refrigeración, etc.

Otra fuente de información muy útil para la generación del modelo serían las páginas web referenciadas (61) (62), en las que se puede encontrar un modelo tipo ANSYS del LABGENE, con un alto grado de detalle. En particular, se han tomado para este trabajo las imágenes del reactor dimensionadas a escala, permitiendo obtener unas proporciones realistas del modelo, y también detalles de los internos del reactor, vasija (50) (63) y elementos combustibles.

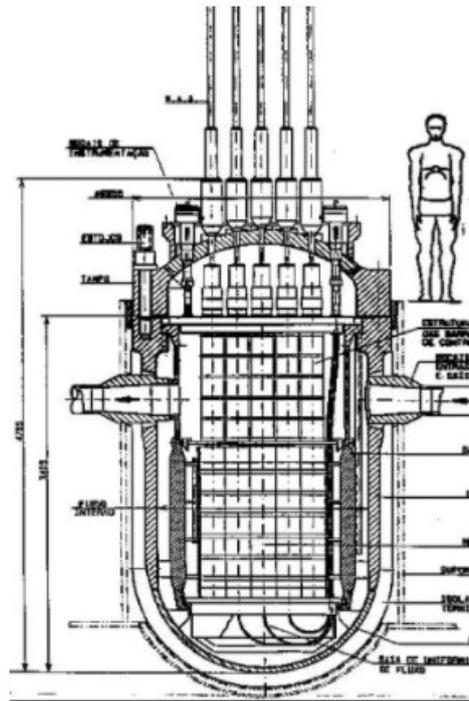


Figura 6-1: Base del modelado a escala del reactor (50) (63).



Figura 6-2: Base de detalles del diseño (50) (63).

De estas imágenes Figura 6-1, Figura 6-2, Figura 6-3, Figura 6-4 y Figura 6-5 se han podido inferir las dimensiones aproximadas de elementos tales como:

- Diámetro de varilla de combustible,
- Número de varilla por elemento combustible,
- Altura del elemento combustible,
- Rejillas rigidizadoras,
- Cabezales inferior y superior,
- Internos del reactor,
- Barras de control,
- Mecanismo de barras de control,
- Dimensiones de la vasija,
- Aislamiento térmico,
- Toberas del primario,
- Toberas del sistema de refrigeración de emergencia,
- Número de lazos,
- Orientación espacial del modelo,
- Diferentes materiales utilizados,
- ...

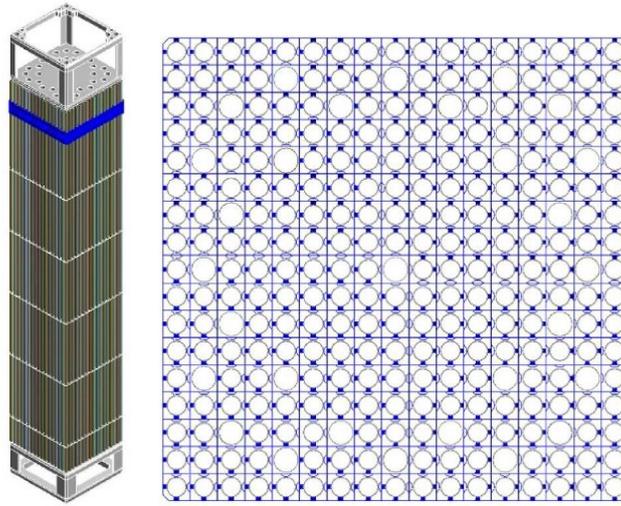


Figura 6-3: Base de detalles del diseño de elemento combustible 17x17 (60).

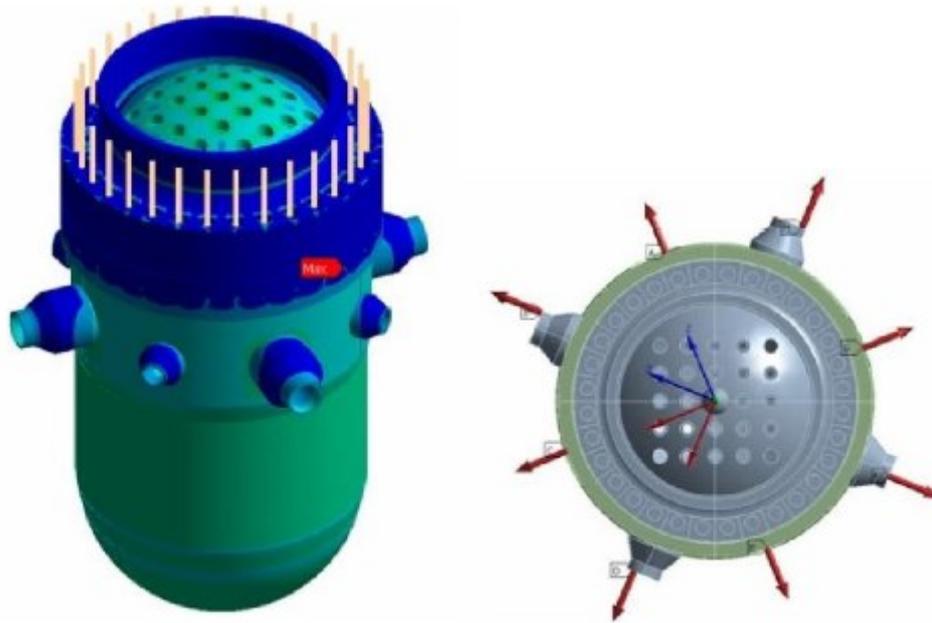


Figura 6-4: Base de detalles del diseño (vasija) (60).

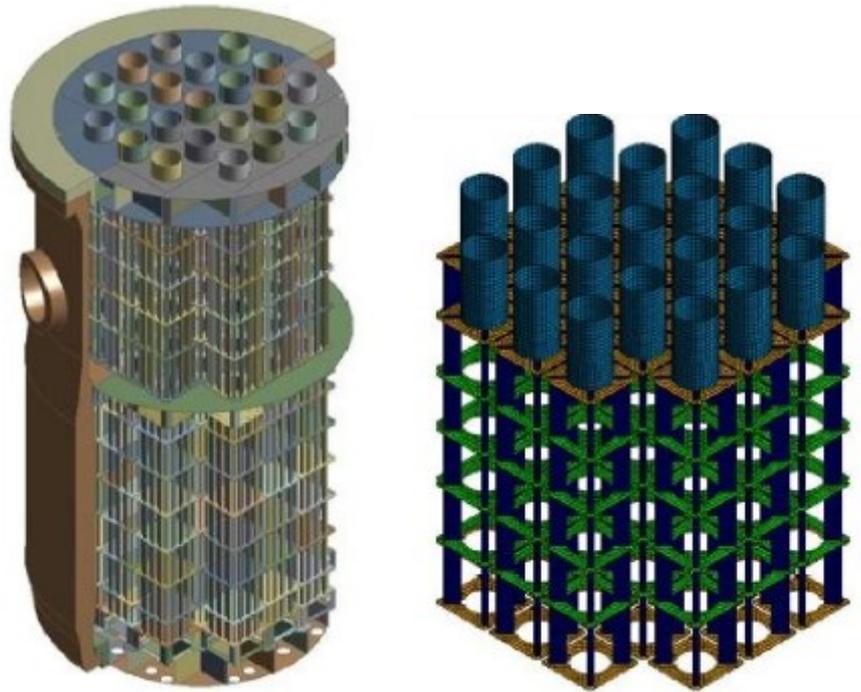


Figura 6-5: Base de detalles del diseño (Internos) (60).

Además, imágenes como las de la Figura 6-6, Figura 6-7, Figura 6-8 y Figura 6-9 han permitido obtener información sobre la configuración de diferentes Estructuras, Sistemas y Componentes presentes en el compartimento del reactor. Se pueden observar componentes como:

- Generadores de vapor,
- Presionador,
- Desionizador,
- Bombas,
- Intercambiadores de calor,
- Tanques,
- Trazados de tuberías,
- Válvulas,
- ...

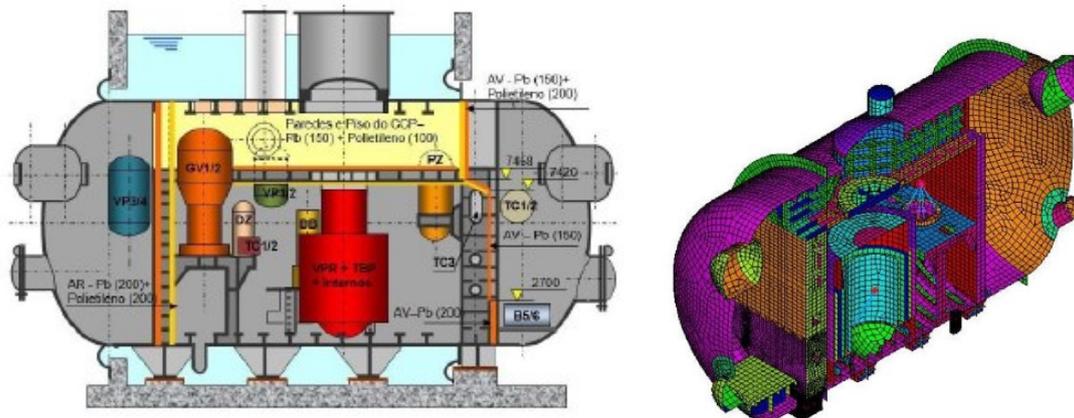


Figura 6-6: Base de detalles del diseño (Compartimento del reactor) (60).

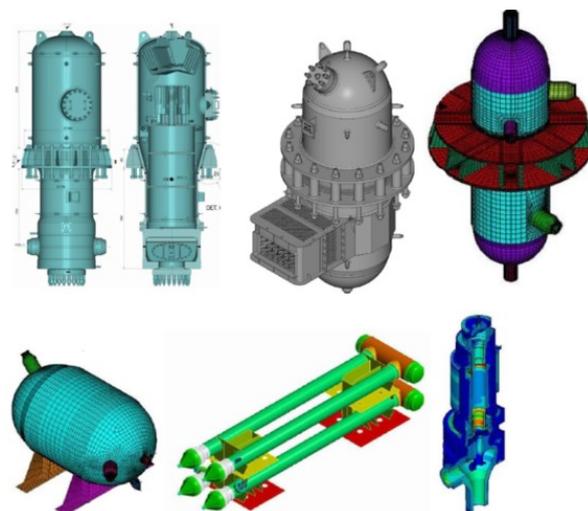


Figura 6-7: Base de detalles del diseño (Generadores de vapor, desionizador, acumulador, intercambiador y bomba de refrigeración) (60).

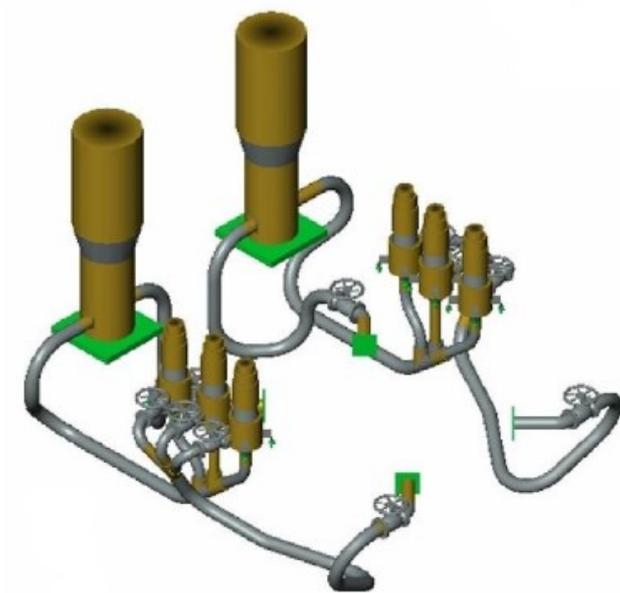


Figura 6-8: Base de detalles del diseño (Sistema primario) (60).

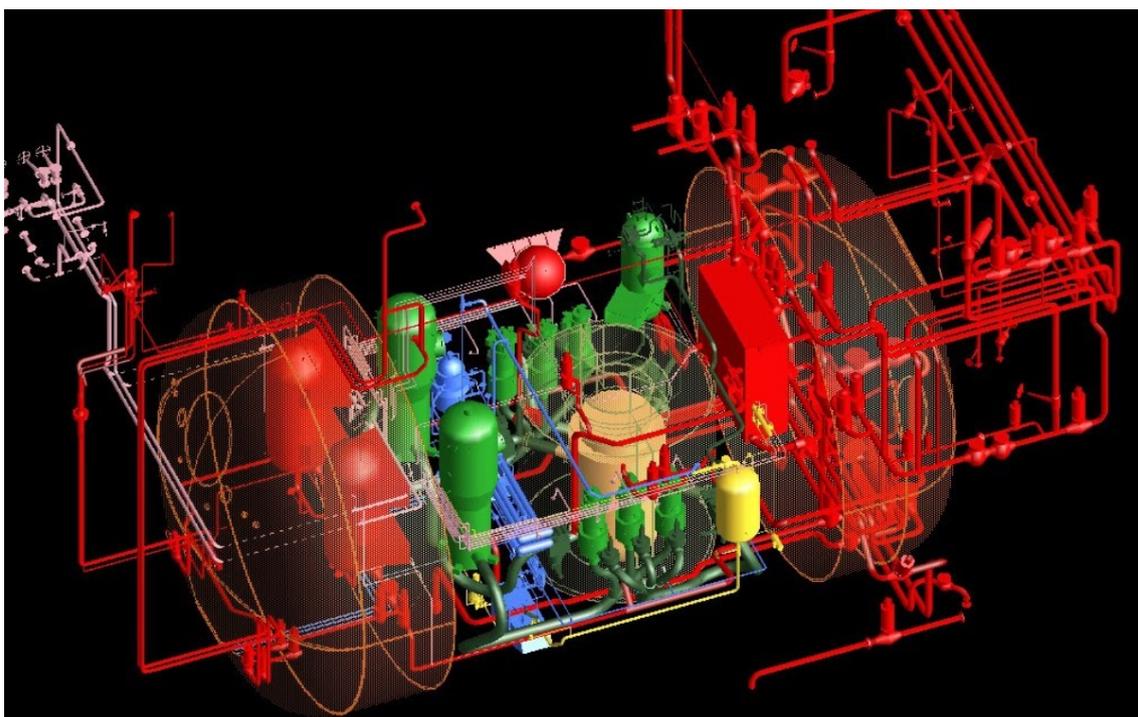


Figura 6-9: Base de detalles del diseño (ESC dentro de contención) (64).

Para el modelo de la contención es particularmente interesante la Figura 6-6, ya que muestra el detalle de:

- Las cuerdas de refuerzo,

- Los mamparos laterales,
- La existencia del pasillo de paso, escotilla,
- etc...

Con la información de partida obtenida de los medios mencionados, se procede al desarrollo de un modelo simplificado mediante el software de diseño CATIA (51). Gracias a este software será posible tener un modelo de referencia en el que cualquier modificación posterior será más flexible que los códigos de transporte de radiación utilizados (i.e. MCNP (65)).

La generación del modelo en CATIA se irá complicando a medida que evoluciona el conocimiento y los datos de partida, siendo muy diferente el modelo inicial del modelo finalmente seleccionado para correr los resultados finales de esta Tesis.

Hay que puntualizar que una de las tareas que más tiempo suele requerir en la parte geométrica de un modelo complejo como sería este caso, se dedica a la conversión del modelo de CATIA al modelo de transporte de radiación. En el estudio presentado se ha realizado esta conversión mediante el código SuperMC (53). Si bien es cierto que desarrollar de cero un modelo complejo requeriría mucho más tiempo, la conversión mediante este tipo de herramientas exige paciencia y maestría por parte de los analistas, ya que aunque el 90% de la conversión CATIA-Monte Carlo se ejecuta en poco tiempo, el 10% suele requerir de un análisis pormenorizado de cada error que se presenta.

A continuación se muestran algunas imágenes del desarrollo del modelo desde sus fases iniciales hasta el de referencia.

En las fases iniciales el modelo geométrico está constituido únicamente por esferas de diferentes diámetros como se aprecia en la Figura 6-10. Los diferentes diámetros están tomados inicialmente de blindajes con configuración tipo sándwich (45) (66).

Al comienzo de esta Tesis se consideró partir de un modelo simplificado con la finalidad de poder determinar ordenes de magnitud de dosis, considerando los materiales más adecuados como blindaje, así como dimensiones aproximadas para blindar un término fuente volumétrico constituido por un material homogeneizado y asumiendo el espectro energético de fisión de Watt.

La finalidad de este modelo era poder correr un número amplio de casos para ir afinando la distribución de los diferentes materiales en el blindaje tipo sándwich establecido en la literatura para reactores móviles.

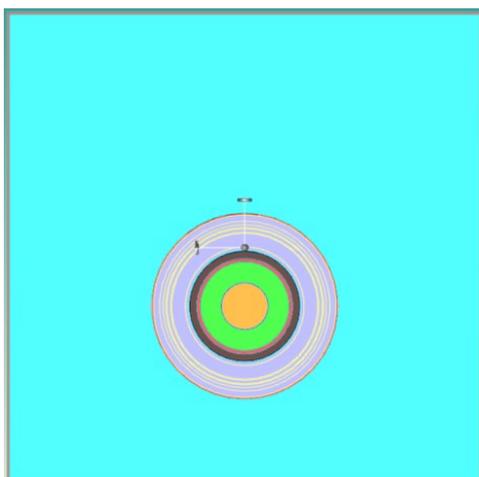


Figura 6-10: Modelo “Esfera”.

Una evolución del modelo inicial incorpora ya la forma cilíndrica con casquetes esféricos a modo de fondo y cabeza de vasija, en el que ya se aprecia un núcleo central. Hay que decir que este modelo ya cuenta con las dimensiones y orientación inferidas anteriormente.

Este modelo “Cilindro” incorpora los aprendizajes del modelo “Esfera”, e incorpora mejoras en la definición tanto geométrica como en materiales del núcleo, que deja de ser una bola homogeneizada, para pasar a ser el típico núcleo de sección cruciforme, y en el que se ha discriminado axialmente en nodos para capturar la forma senoidal de la distribución de potencia del núcleo.

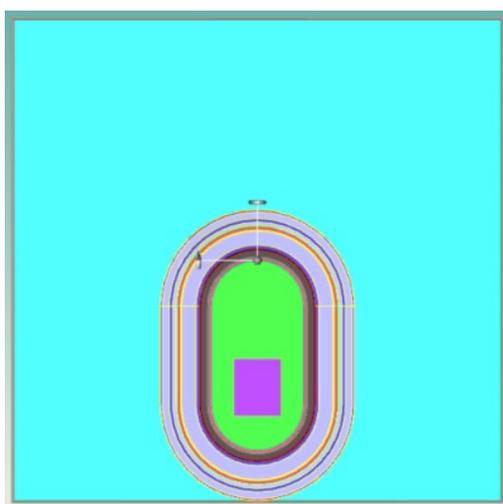


Figura 6-11: Modelo “Cilindro”.

A continuación (Figura 6-12) se observa ya un modelo más detallado de la vasija en la que se aprecian los nodos del núcleo y algunos detalles obtenidos de referencias ya mencionadas.

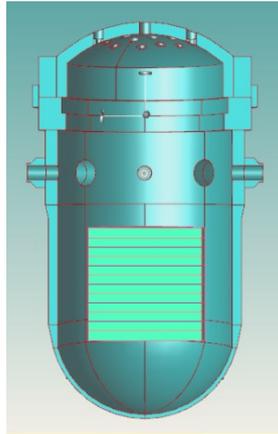


Figura 6-12: Modelo Vasija.

Una vez modelados núcleo y vasija, se procede a la inclusión en el modelo de las diferentes capas constituyentes del blindaje primario (Figura 6-13). De los análisis realizados con los modelos simplificados “esfera” y “cilindro”, se obtiene las capas necesarias.

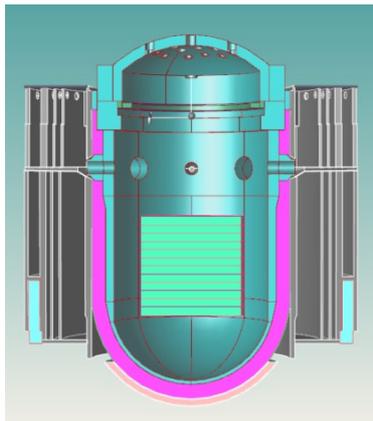


Figura 6-13: Modelo Blindaje Primario I.

En la Figura 6-14 se aprecia como se va extendiendo el blindaje primario desde la zona circundante de la vasija, hasta el extremo inferior. Merece la pena puntualizar que en los reactores navales es común diferenciar las zonas verticales del cilindro, ya que la radiación que atraviesa ese blindaje tiene influencia directa en la dosis al personal, y la zona inferior, mucho menos restringida en términos de dosis.

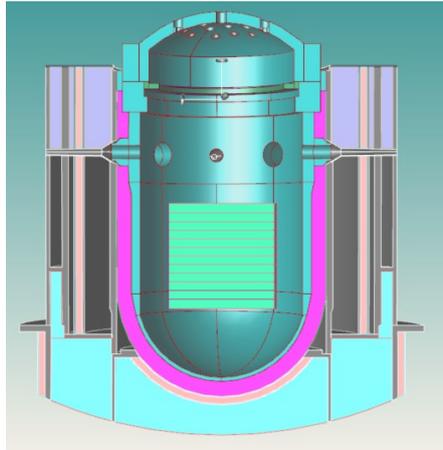


Figura 6-14: Modelo Blindaje Primario II.

A medida que se iba incorporando detalle al modelo, y ya que se ha obtenido la información de referencias externas, se han modelado los internos, ya que el acero inoxidable que los constituye actuará en parte como blindaje. También se ha modelado el mecanismo de accionamiento de las barras de control Figura 6-15.

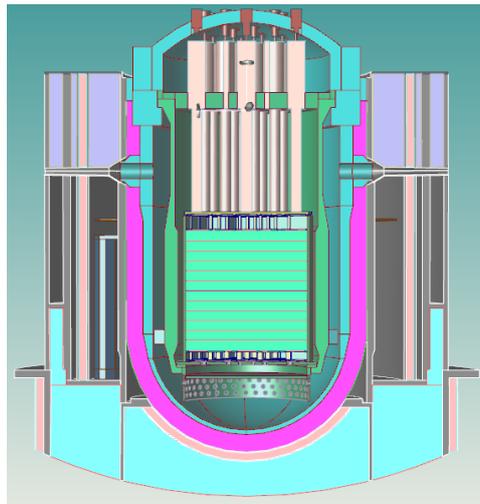


Figura 6-15: Modelo Blindaje Primario III.

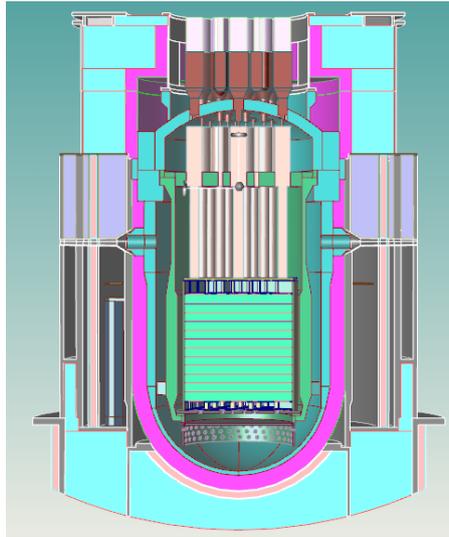


Figura 6-16: Modelo Blindaje Primario IV.

Una vez incorporado el mecanismo de accionamiento de las barras de control, y con el fin de proporcionar blindaje a la parte superior, se ha procedido a incluir en el modelo detalles geométricos requeridos para la protección superior según la Figura 6-16 y Figura 6-17.

A su vez, en la Figura 6-18 ya se observa un modelo completo de lo que sería el blindaje primario desde el exterior.

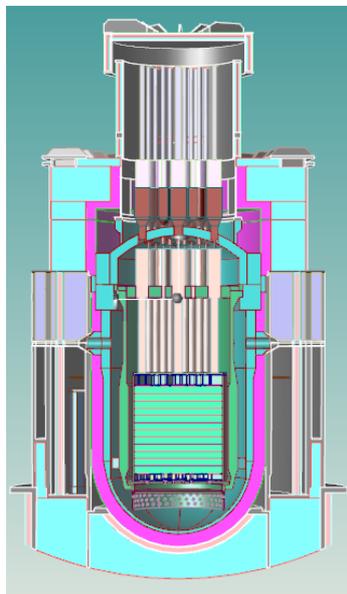


Figura 6-17: Modelo Blindaje Primario V.

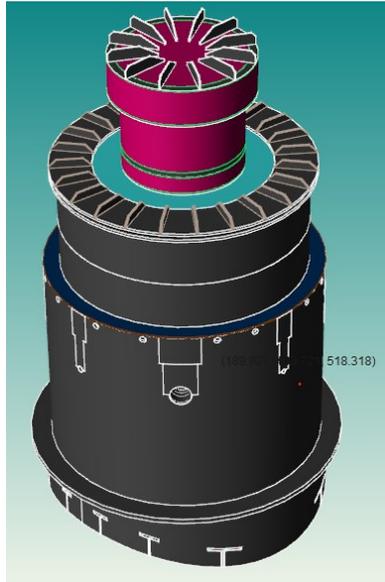


Figura 6-18: Modelo Blindaje Primario VI.

Una vez completado el modelo del blindaje primario, y teniendo en cuenta que la activación del refrigerante es uno de los términos fuente que más contribuyen a la dosis, se ha procedido a incluir los equipos principales. Por un lado, en la Figura 6-19 se pueden observar equipos que forman parte del sistema primario y por los que circulará refrigerante activado. En verde están los generadores de vapor y en granate el presionador. Mientras que por otro lado, se han modelado equipos como tanques de diferentes sistemas, que actuarán como blindaje de circunstancias y que contribuirán a atenuar la radiación dentro de contención. En gris azulado se observan los depósitos de los sistemas de refrigeración de emergencia, en naranja el tanque de expansión, en gris los diferentes volúmenes asignados a los equipos de HVAC, etc.

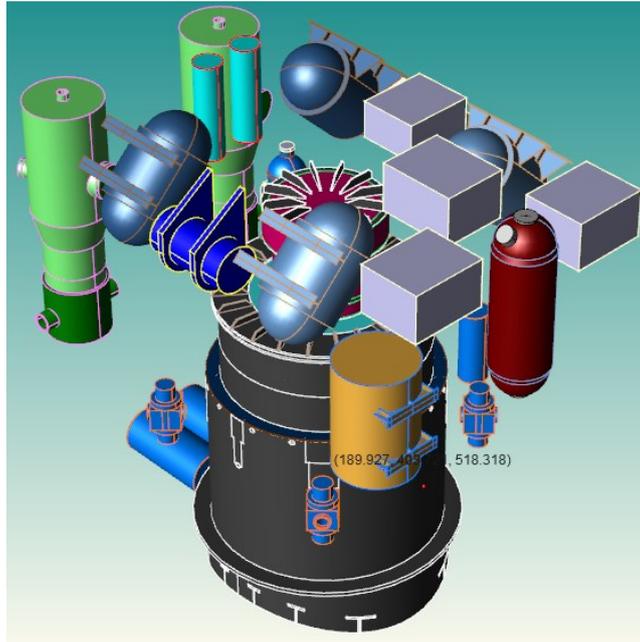


Figura 6-19: Modelo Blindaje Primario y Equipos Principales.

En la siguiente Figura 6-20 se ha introducido el término fuente correspondiente a las tuberías del primario, uniendo los diversos equipos de una forma coherente con el funcionamiento del reactor, pero hay que decir que no está exactamente basado en ninguna referencia, sino a criterio del autor de esta Tesis.

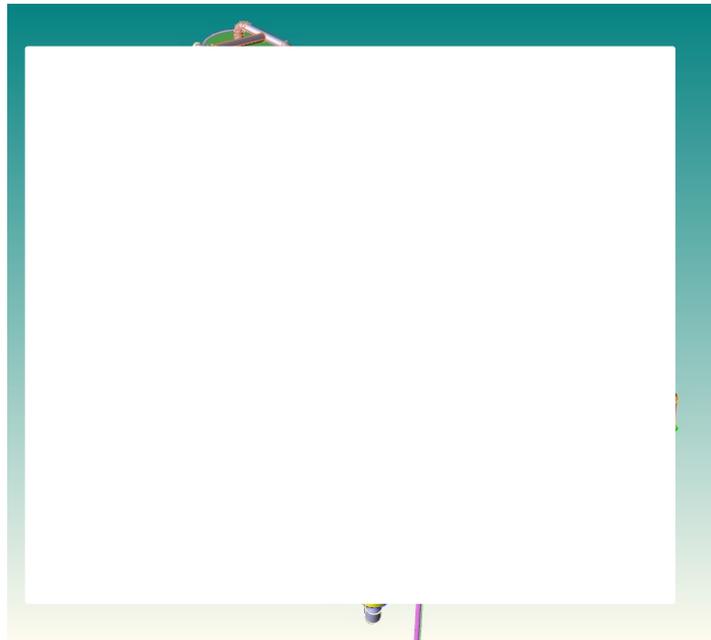


Figura 6-20: Modelo Blindaje Primario, Equipos Principales y Sistema Primario.

El modelo geométrico final Figura 6-21 incorpora toda la información obtenida de las referencias previamente enumeradas, así como de información introducida a criterio personal cuando algún parámetro no se ha encontrado en la literatura consultada.

De aquí en adelante, se considera que el modelo se ha realizado únicamente con finalidad investigadora y que no corresponde a ningún reactor existente en la realidad, por lo que se denominará NAVAL I al reactor y su compartimento de contención.

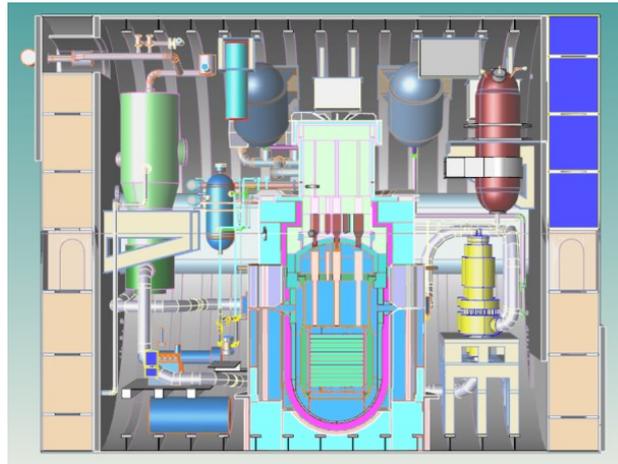


Figura 6-21: Modelo NAVAL I.

También hay que mencionar que la precisión de los modelos CATIA habitualmente es excesivamente detallada para un modelo de transporte de radiación, por lo que chaflanes, muelles, huelgos, etc. no se modelarían, a no ser que, por ejemplo, los huelgos estén situados en la dirección de la visión directa de la radiación. En este caso habría que implementar medidas tales como incorporar en el diseño “dog legs” o estructuras laberínticas que blindasen la radiación.

En la siguiente Figura 6-22 se observa un caso de homogeneización de la parte tubos de un generador de vapor.

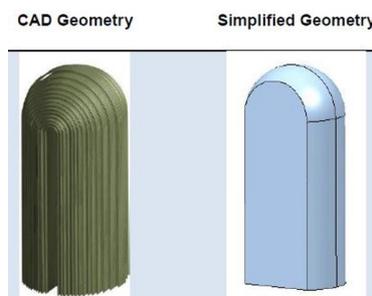


Figura 6-22: Homogeneización.

6.2. Materiales del reactor y blindajes

Como se observa en las figuras presentadas anteriormente, la investigación realizada ha permitido conocer, no solo la geometría del modelo, sino también que hay componentes fabricados en diferentes materiales. Diferentes aceros, hormigón, polietileno, Plomo, Inconel, son algunos de los materiales utilizados comúnmente en la industria nuclear, y que se han tomado como plausibles de ser utilizados en un reactor nuclear como el presentado en la tesis.

El conocimiento de la composición isotópica más precisa es de vital importancia en neutrónica. Por lo tanto, se ha tenido en cuenta el ASME BPVC Sección II Parte A (35), el NUREG/CR-3473 (67) de activación de materiales, así como el compendio de materiales PNNL (68) para utilizar las composiciones más validadas en la industria.

Los isótopos se han distribuido según su abundancia natural si no se especifica lo contrario.

A continuación se explican las referencias de cada material y la composición final. En cuanto al contenido de cobalto de los diferentes materiales, se han tenido en cuenta valores conservadores.

6.2.1. Agua de refrigeración

La densidad del agua se ha definido para 131 bares de presión nominal de funcionamiento y una temperatura de 275 °C (69). Las impurezas del agua no se han considerado para los cálculos de transporte de radiación, ya que se considerarán en los análisis de activación. La composición isotópica final y la densidad utilizadas en el código de Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.2. Agua de blindaje

Se ha utilizado la misma composición que para el agua del circuito primario. Sin embargo, la temperatura se establece en 60°C, ajustando también la densidad. La composición isotópica y la densidad utilizadas en el código de Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.3. SA-240-321

Material para el aislamiento térmico. En este caso, los materiales de aislamiento térmico se refieren a material de aislamiento térmico de conducción. Por la falta de información específica sobre la estructura de este material, se ha asumido lo siguiente: El aislante térmico está compuesto por celdas de panel (70) que resultan en una reducción de la densidad de la composición regular del acero. La composición se ha obtenido del código ASME (35).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.4.Aire

Material para huecos y espacios vacíos dentro del compartimento del reactor. La composición se ha obtenido de (68).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.5.SS AISI 348L *

Este acero inoxidable es el material utilizado para varillas, tubos guía, tapas y boquillas. La composición se ha obtenido de (71).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.6.SA-240-347

Material para la envolvente del núcleo. La composición se ha obtenido del código ASME (35).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.7.SA-965-F347 (Barrilete)

Material para el barrilete. La composición se ha obtenido del código ASME (35).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.8.10.2.8. SA 508 Grado 3 Clase 1

Material para la vasija de presión. La composición se ha obtenido del código ASME (35).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.9.SA-240-304

Material para chapas de acero. La composición se ha obtenido del código ASME (35).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.10. SA-312 TP 304L

Material para tubos de acero. La composición se ha obtenido del código ASME (35).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.11. SA-516-G70

Material para acero de blindaje primario. La composición se ha obtenido del código ASME (35).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.12. Plomo

La composición isotópica del Plomo se ha obtenido de (68).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.13. Boral

La composición isotópica de Boral se ha obtenido de (68).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.14. Hormigón

La composición isotópica del hormigón se ha obtenido de (68). Se ha elegido el hormigón normal a falta de información más específica.

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.15. Polietileno borado

La composición isotópica del polietileno borado se ha obtenido de (68). El contenido de boro es uno de los parámetros de influencia en la capacidad de blindaje, ya que tiene una influencia notable en el blindaje de neutrones por captura y producción de gamma.

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.16. SA-965-F347 (Boquillas de instrumentación / varillas de control)

Material para boquillas de instrumentación / varillas de control. La composición se ha obtenido del código ASME (35).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.17. Inconel 600

Material para componentes de control y seguridad. La composición se ha obtenido de (68).

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.18. Homogeneización Inconel-Air (10/90)

Material para componentes de control y seguridad. La homogeneización está compuesta por un 10% vol. de Inconel 600 y 90% vol. de aire.

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.19. Homogeneización Inconel-Air (50/50)

Material para componentes de control y seguridad. La homogeneización se compone de 50% vol. de Inconel 600 y 50% vol. de aire.

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.20. Homogeneización por nodos del núcleo del reactor

El núcleo del reactor se ha homogeneizado en 12 nodos en dirección Z. La Tabla 6-1 y la Tabla 6-2 muestran el porcentaje de volumen de material utilizado para cada uno de los materiales que componen los diferentes nodos. La composición de estos materiales se puede encontrar en el archivo de salida de resultados de los cálculos de SERPENT (54). El material utilizado como combustible se ha homogeneizado a partir del material combustible quemado del cálculo de SERPENT.

Tabla 6-1: Volumen de diferentes materiales para homogeneizaciones por nodos del núcleo del reactor (1/2).

Nodo	1	2	3	4	5	6
Combustible	0,00%	30,11%	30,11%	30,11%	30,11%	30,11%
Veneno	0,09%	0,11%	0,11%	0,11%	0,11%	0,11%
Agua	60,58%	58,97%	57,01%	58,48%	57,50%	57,99%
Varilla	11,59%	10,02%	10,02%	10,02%	10,02%	10,02%
Aislante	24,74%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%
Rejillas	2,23%	0,00%	1,97%	0,49%	1,48%	0,98%
Helio	0,77%	0,79%	0,79%	0,79%	0,79%	0,79%
Muelle	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%

Tabla 6-2: Volumen de diferentes materiales para homogeneizaciones por nodos del núcleo del reactor (2/2).

Nodo	7	8	9	10	11	12
Combustible	30,11%	30,11%	30,11%	30,11%	30,11%	0,00%
Veneno	0,11%	0,11%	0,11%	0,11%	0,11%	0,01%
Agua	57,99%	57,50%	58,48%	57,01%	58,97%	60,20%
Varilla	10,02%	10,02%	10,02%	10,02%	10,02%	11,68%
Aislante	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	2,47%
Rejillas	0,98%	1,48%	0,49%	1,97%	0,00%	2,23%
Helio	0,79%	0,79%	0,79%	0,79%	0,79%	0,08%
Muelle	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	23,32%

Tanto la composición como la densidad utilizadas en el código Monte Carlo se pueden encontrar en el anexo I.

6.2.1.SA-965-F347 Presionador

Material para el presionador. La composición se ha obtenido del Código ASME (35).

Tanto la densidad como la composición usadas en el código de Monte Carlo se obtienen de (68).

6.2.2.SA-336M-F304 Desionizador

Material para el desionizador. La composición se ha obtenido del Código ASME (35).

Tanto la densidad como la composición usadas en el código de Monte Carlo se obtienen de (68).

6.2.3.SB 575 N06022 Bombas del sistema primario

Material para las bombas del sistema primario. La composición se ha obtenido del Código ASME (35).

Tanto la densidad como la composición usadas en el código de Monte Carlo se obtienen de (68).

6.2.4.ASS 316 Bombas, intercambiadores de calor, etc.

Material para bombas, intercambiadores, etc. La composición se ha obtenido del Código ASME (35).

Tanto la densidad como la composición usadas en el código de Monte Carlo se obtienen de (68).

6.2.5.SA-182-F316L Válvulas

Material para válvulas. La composición se ha obtenido del Código ASME (35).

Tanto la densidad como la composición usadas en el código de Monte Carlo se obtienen de (68).

6.2.6.AISI 304L Tanques

Material para tanques. La composición se ha obtenido del Código ASME (35).

Tanto la densidad como la composición usadas en el código de Monte Carlo se obtienen de (68).

6.2.7.SS-HY-100 Perfiles y componentes estructurales

Material para perfiles y componentes estructurales. La composición se ha obtenido de (72) y (73).

Tanto la densidad como la composición usadas en el código de Monte Carlo se obtienen de (68).

6.2.1. Diesel

Materiales constitutivos del Diesel. La composición se ha obtenido de (68). Se ha seleccionado la composición del Oil, Fuel (California).

Tanto la densidad como la composición usadas en el código de Monte Carlo se obtienen de (68).

6.2.2. Homogeneización Inconel-Agua (31/69)

Material para la parte tubos de los generadores de vapor. La homogeneización se constituye del 31% vol. de Inconel 600 y 69% vol. de agua.

Tanto la densidad como la composición usadas en el código de Monte Carlo se obtienen de (68).

6.3. Temperaturas

A partir de la información obtenida no se han podido obtener datos precisos de temperaturas. No obstante, se han tomado valores típicos de reactores nucleares PWR convencionales, que se muestran en la Tabla 6-3.

En el caso del agua, existen diferentes condiciones dependiendo del lugar donde se ubique. Así, el agua de refrigeración del circuito primario se considera en 548 K y una densidad de 0,76628 g/cm³ derivada de las condiciones termodinámicas, mientras que el agua de blindaje se considera en 293,6 K para la selección de la biblioteca de secciones eficaces y la densidad de 0,98328 g/cm³, siendo esta densidad la correspondiente a 333 K.

Tabla 6-3: Temperaturas para cada una de las regiones de materiales para el modelo de código de Monte Carlo.

Material	T [K]
Agua del circuito primario	548,0
Agua de blindaje	333,16
SA-240-321	293,6
Aire	293,16
SS AISI 348L*	600,0
SA-240-347	600,0
SA-965-F347 (Barrilete)	600,0
SA 508 Grade 3 Class 1	293,16
SA-240-304	293,16
SA-312 TP 304L	293,16
SA-516-G70	293,16
Plomo	293,16
Boral	293,16
Hormigón	293,16
Polietileno borado	293,16
SA-965-F347 (boquillas de I&C)	293,16
Inconel 600	600,0
Inconel-Aire (10/90)	600,0
Inconel-Aire (50/50)	600,0
Núcleo del Reactor	1000,0

6.4. Coeficientes de conversión de fluencia a dosis

Para la radiación externa del cuerpo, es posible definir un conjunto de cantidades operativas para geometrías de exposición externa específicas que se pueden medir en términos de las cantidades físicas básicas como "fluencia". La relación entre las cantidades físicas y operativas se detalla en la Publicación 74 (ICRP, 1996b) (1), y los coeficientes requeridos se presentan a continuación.

6.4.1. Fotones

En el caso de la tasa de dosis debida a los fotones, se selecciona la Tabla 6-4 (2). Aunque las labores de mantenimiento a realizar en ambiente ionizante se pueden corresponder con una exposición rotacional, se han seleccionado los valores más conservadores para la dosis efectiva por kerma en aire libre en aire como son los tomados de la irradiación anteroposterior, encerrados

en el recuadro azul, que una vez multiplicados por los coeficientes de conversión para kerma en aire libre en aire dan como resultado una dosis efectiva por valores de fluencia.

Tabla 6-4: Factores de conversión para fotones.

Photon energy (MeV)	K_a/Φ (pGy cm ²)	E/K_a (Sv/Gy)					
		AP	PA	LLAT	RLAT	ROT	ISO
0.01	7.60E+00	6.53E-03	2.48E-03	1.72E-03	1.72E-03	3.26E-03	2.71E-03
0.015	3.21E+00	4.02E-02	5.86E-03	5.49E-03	5.49E-03	1.53E-02	1.23E-02
0.02	1.73E+00	1.22E-01	1.81E-02	1.51E-02	1.55E-02	4.62E-02	3.62E-02
0.03	7.39E-01	4.16E-01	1.28E-01	9.08E+00	9.04E-02	1.91E-01	1.43E-01
0.04	4.38E-01	7.88E-01	3.70E-01	2.05E-01	2.41E-01	4.26E-01	3.26E-01
0.05	3.28E-01	1.11E+00	6.40E-01	3.45E-01	4.05E-01	6.61E-01	5.11E-01
0.06	2.92E-01	1.31E+00	8.46E-01	4.55E-01	5.28E-01	8.28E-01	6.42E-01
0.07	2.97E-01	1.41E+00	9.66E-01	5.22E-01	5.98E-01	9.24E-01	7.20E-01
0.08	3.08E-01	1.43E+00	1.02E+00	5.54E-01	6.28E-01	9.61E-01	7.49E-01
0.1	3.72E-01	1.39E+00	1.03E+00	5.71E-01	6.41E-01	9.60E-01	7.48E-01
0.15	6.00E-01	1.26E+00	9.59E-01	5.51E-01	6.20E-01	8.92E-01	7.00E-01
0.2	8.56E-01	1.17E+00	9.15E-01	5.49E-01	6.15E-01	8.54E-01	6.79E-01
0.3	1.38E+00	1.09E+00	8.80E-01	5.57E-01	6.15E-01	8.24E-01	6.64E-01
0.4	1.89E+00	1.06E+00	8.71E-01	5.70E-01	6.23E-01	8.14E-01	6.67E-01
0.5	2.38E+00	1.04E+00	8.69E-01	5.85E-01	6.35E-01	8.12E-01	6.75E-01
0.6	2.84E+00	1.02E+00	8.70E-01	6.00E-01	6.47E-01	8.14E-01	6.84E-01
0.8	3.69E+00	1.01E+00	8.75E-01	6.28E-01	6.70E-01	8.21E-01	7.03E-01
1.0	4.47E+00	1.00E+00	8.80E-01	6.51E-01	6.91E-01	8.31E-01	7.19E-01
2.0	7.51E+00	9.92E-01	9.01E-01	7.28E-01	7.57E-01	8.71E-01	7.74E-01
4.0	1.20E+01	9.93E-01	9.18E-01	7.96E-01	8.13E-01	9.09E-01	8.24E-01
6.0	1.58E+01	9.93E-01	9.24E-01	8.27E-01	8.36E-01	9.25E-01	8.46E-01
8.0	1.95E+01	9.91E-01	9.27E-01	8.46E-01	8.50E-01	9.34E-01	8.59E-01
10.0	2.32E+01	9.90E-01	9.29E-01	8.60E-01	8.59E-01	9.41E-01	8.68E-01

AP, antero-posterior; PA, postero-anterior; LLAT, left lateral; RLAT, right lateral; ROT, rotational; ISO, isotropic.

6.4.2. Neutrones

Con respecto a la dosis efectiva por fluencia neutrónica, nuevamente la columna seleccionada en Tabla 6-5 (2) es la de irradiación anteroposterior, encerrada en el recuadro azul.

Tabla 6-5: Factores de conversión para fotones neutrones.

Neutron energy (MeV)	E/Φ ($\mu\text{Sv cm}^2$)					
	AP	PA	LLAT	RLAT	ROT	ISO
1.0E-09	5.24	3.52	1.36	1.68	2.99	2.40
1.0E-08	6.55	4.39	1.7	2.04	3.72	2.89
2.5E-08	7.60	5.16	1.99	2.31	4.40	3.30
1.0E-07	9.95	6.77	2.58	2.86	5.75	4.13
2.0E-07	11.2	7.63	2.92	3.21	6.43	4.59
5.0E-07	12.8	8.76	3.35	3.72	7.27	5.20
1.0E-06	13.8	9.55	3.67	4.12	7.84	5.63
2.0E-06	14.5	10.2	3.89	4.39	8.31	5.96
5.0E-06	15.0	10.7	4.08	4.66	8.72	6.28
1.0E-05	15.1	11.0	4.16	4.80	8.90	6.44
2.0E-05	15.1	11.1	4.20	4.89	8.92	6.51
5.0E-05	14.8	11.1	4.19	4.95	8.82	6.51
1.0E-04	14.6	11.0	4.15	4.95	8.69	6.45
2.0E-04	14.4	10.9	4.10	4.92	8.56	6.32
5.0E-04	14.2	10.7	4.03	4.86	8.40	6.14
0.001	14.2	10.7	4.00	4.84	8.34	6.04
0.002	14.4	10.8	4.00	4.87	8.39	6.05
0.005	15.7	11.6	4.29	5.25	9.06	6.52
0.01	18.3	13.5	5.02	6.14	10.6	7.70
0.02	23.8	17.3	6.48	7.95	13.8	10.2
0.03	29.0	21.0	7.93	9.74	16.9	12.7
0.05	38.5	27.6	10.6	13.1	22.7	17.3
0.07	47.2	33.5	13.1	16.1	27.8	21.5
0.1	59.8	41.3	16.4	20.1	34.8	27.2
0.15	80.2	52.2	21.2	25.5	45.4	35.2
0.2	99.0	61.5	25.6	30.3	54.8	42.4
0.3	133	77.1	33.4	38.6	71.6	54.7
0.5	188	103	46.8	53.2	99.4	75.0
0.7	231	124	58.3	66.6	123	92.8
0.9	267	144	69.1	79.6	144	108
1.0	282	154	74.5	86.0	154	116
1.2	310	175	85.8	99.8	173	130
2.0	383	247	129	153	234	178
3.0	432	308	171	195	283	220
4.0	458	345	198	224	315	250
5.0	474	366	217	244	335	272
6.0	483	380	232	261	348	282
7.0	490	391	244	274	358	290
8.0	494	399	253	285	366	297
9.0	497	406	261	294	373	303
10.0	499	412	268	302	378	309
12.0	499	422	278	315	385	322
14.0	496	429	286	324	390	333
15.0	494	431	290	328	391	338
16.0	491	433	293	331	393	342
18.0	486	435	299	335	394	345
20.0	480	436	305	338	395	343
30.0	458	437	324	na	395	na
50.0	437	444	358	na	404	na
75.0	429	459	397	na	422	na
100.0	429	477	433	na	443	na
130.0	432	495	467	na	465	na
150.0	438	514	501	na	489	na
180.0	445	535	542	na	517	na

AP, antero-posterior; PA, postero-anterior; LLAT, left lateral; RLAT, right lateral; ROT, rotational; ISO, isotropic; na, not available.

6.5. Términos fuente

6.5.1. Fuentes de neutrones

- Caso NOS-01 Neutrón-gamma acoplados en Operación Normal

El espectro de fisión de Watt es el que se utilizará. Los parámetros utilizados en la fórmula son los que vienen por defecto en el código Monte Carlo: $a = 0,965$ y $b = 2,29$ con un valor mínimo de 0 y un valor máximo de 20 cubriendo los límites habituales del espectro de energía de fisión.

La distribución de probabilidad en los nodos se obtiene a partir de los resultados de flujo de neutrones de los cálculos previos de criticidad y quemado de SERPENT (54). La Tabla 6-6 muestra la distribución de probabilidad para cada uno de los escenarios de operación normal.

Tabla 6-6: Distribución de probabilidad del espectro de fisión para el núcleo del reactor.

Nodo nº [-]	Probabilidades a 48 MW	Probabilidades a 29 MW	Probabilidades a 14 MW
2	5,80220E-02	5,81837E-02	5,80393E-02
3	8,71877E-02	8,76611E-02	8,67447E-02
4	1,10239E-01	1,10587E-01	1,09568E-01
5	1,22523E-01	1,22643E-01	1,22342E-01
6	1,28990E-01	1,28680E-01	1,29056E-01
7	1,28576E-01	1,27809E-01	1,27975E-01
8	1,20902E-01	1,20639E-01	1,20664E-01
9	1,07240E-01	1,07505E-01	1,07494E-01
10	8,33492E-02	8,34303E-02	8,41835E-02
11	5,29710E-02	5,28628E-02	5,39332E-02

Dado que los valores de probabilidad son significativamente similares, el uso de la misma fuente para cada escenario es aceptable. De esta forma, se reduce el tiempo computacional requerido para obtener resultados.

- Caso NOS-01B Neutrones de decaimiento del ^{17}N en el refrigerante

El agua de refrigeración es un emisor de neutrones y una fuente gamma. Luego, la actividad específica del emisor de neutrones debe calcularse en función de la posición del refrigerante a medida que circula por el sistema. La intensidad de los neutrones debe tenerse en cuenta en los pasos de post-procesamiento para obtener resultados para cada uno de los casos de potencia operativa.

Las intensidades de emisión de neutrones que se muestran en la Tabla 6-7 se han obtenido teniendo en cuenta la intensidad por centímetro cúbico ($n/s \text{ cm}^3$) calculada introduciendo el espectro del flujo neutrónico en el código de activación ACAB junto con la composición, el escenario de irradiación y el volumen del agua primaria ($1,28 \cdot 10^7 \text{ cm}^3$), para cada una de las potencias normales de funcionamiento.

Tabla 6-7: Intensidad de neutrones para NOS-01B.

Operación normal [%]	Intensidad neutrónica [n/s·cm ³]	Intensidad neutrónica [n/s]
100	6,3100E+02	8,0768E+09
60	3,8600E+02	4,9408E+09
30	2,0800E+02	2,6624E+09

Las energías discretas de los neutrones del ¹⁷N y sus porcentajes de emisión se ven en la Tabla 6-8 a continuación.

Tabla 6-8: Energías y probabilidades de emisión ¹⁷N.

Energía (MeV)	Intensidad (%)
0,38280	34,80
0,88400	0,57
1,17090	52,78
1,70000	7,04

6.5.2. Fuentes de fotones

Activación del agua

Para realizar este cálculo se ha empleado el mismo modelo computacional SERPENT (54), ya que una de sus capacidades es obtener el espectro de flujo de neutrones discretizando para un solo material (en este caso agua de refrigeración).

Este espectro se introduce luego en ACAB (56) junto con la composición del agua (68) y el escenario de irradiación para obtener la concentración para isótopos de semivida corta. Este escenario de irradiación tiene una importancia clave, ya que los isótopos con vidas medias más cortas suelen ser los que tienen desintegraciones más energéticas, como es el caso del ¹⁶N (que es el isótopo con mayor influencia en el blindaje de sus gammas). Dado que el agua fluye a través del circuito primario, la etapa en la que se encuentra bajo el flujo más alto corresponde al tiempo que está en el núcleo del reactor. El resto del tiempo, el flujo de neutrones puede despreciarse en comparación con el del interior del reactor. Es por ello que el escenario de irradiación consta de 1 segundo de irradiación y 11 segundos de ciclo de desintegración, repetidos hasta que la concentración de isótopos esté en equilibrio (simulando el tiempo de permanencia dentro del reactor como 1 segundo y el tiempo empleado en el resto del ciclo como 11 segundos).

Productos de corrosión

Los productos de corrosión provienen de la corrosión de los materiales de la estructura en contacto con el refrigerante primario. Se trata de elementos metálicos (cobalto, hierro, níquel...) que se liberan directamente bajo una forma activada o que se activan al pasar bajo el flujo de neutrones. Los principales productos de corrosión responsables de las tasas de dosis son ^{60}Co y ^{58}Co , los otros son ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe .

El ^{59}Co proviene de aleaciones con base de Cobalto o de impurezas en los materiales de la estructura y se activa en ^{60}Co . El ^{58}Co es el producto de activación de ^{58}Ni , presente en aleaciones a base de Ni o aceros utilizados para equipos de vasijas de presión de reactores y tubos de generadores de vapor.

La erosión y la corrosión son los dos mecanismos que provocan la formación y la circulación de los productos de corrosión en los circuitos.

Los productos de corrosión solubles, coloidales o particulares liberados de las superficies son transportados por el refrigerante primario al núcleo donde se activan y se redistribuyen fuera de las superficies del núcleo en las películas de óxido existentes. Los productos de corrosión solubles son capturados por la superficie del combustible, eliminados por los sistemas de limpieza o absorbidos por las películas de óxido de las tuberías del sistema de refrigeración primario.

Las partículas más pesadas se acumulan en lugares donde el caudal de refrigerante primario es bajo o en las partes horizontales del circuito. Estos depósitos generan una tasa de dosis principalmente en el fondo del reactor de recipiente a presión y en la superficie de los tubos del generador de vapor.

Luego, se selecciona la ANSI / ANS 18.1-2016 (36) como fuente de información con el fin de evaluar la idoneidad de la selección de los principales contribuyentes según la literatura publicada. Los isótopos seleccionados resultantes son ^{24}Na , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{55}Fe , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{187}W y ^{239}Np .

El ANSI / ANS 18.1-2016 (36) proporciona un conjunto de concentraciones típicas de radionúclidos para estimar la radiactividad en los principales sistemas de fluidos de los reactores de agua ligera donde el revestimiento de las barras de combustible se basa en aleaciones de circonio. Sin embargo, las barras de combustible del reactor NAVAL I están hechas de acero inoxidable.

Como se explicó anteriormente, los productos de corrosión se generan a partir de las superficies y luego son transportados por el refrigerante. Por tanto, se sugiere tener en cuenta las diferentes superficies de acero inoxidable que marcan la diferencia entre un revestimiento de zircaloy convencional PWR y el reactor NAVAL I. Teniendo en cuenta la Tabla 6-16 y la Tabla 6-17 se puede concluir que la superficie de acero inoxidable se incrementará de 5% a 25% (asumiendo que la geometría conserva la relación de superficie y existe una correlación entre un PWR comercial y NAVAL I), siendo responsable del incremento en la producción de productos de corrosión en acero inoxidable. Por tanto, los valores de actividad obtenidos aplicando los criterios ANSI / ANS 18.1-2016 (36) deberían ser cinco (5) veces superiores.

Productos de fisión

Los productos de fisión provienen de la reacción de fisión que se produce en el combustible. Cuando aparece un defecto de revestimiento, aumenta la cantidad de productos de fisión liberados, principalmente no volátiles (Ba, Sr, Ce...) y actínidos, que normalmente no migran fuera de la barra de combustible. Esta cantidad depende de la longitud y la posición del defecto y de la posición y la fracción de quemado de la barra de combustible defectuosa.

En general, el Uranio está en forma insoluble y hay una cantidad muy pequeña en el refrigerante primario por mínima contaminación en el exterior de las vainas.

Los productos de fisión se incorporan en los óxidos metálicos de las superficies del circuito primario como lo hacen los productos de corrosión.

Los productos de fisión considerados son: ^{88}Rb , ^{91}Sr , $^{91\text{m}}\text{Y}$, ^{93}Y , ^{95}Nb , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, $^{129\text{m}}\text{Te}$, ^{129}Te , $^{131\text{m}}\text{Te}$, ^{131}Te , ^{131}I , ^{132}Te , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{134}Cs , ^{135}I , ^{140}Ba , ^{140}La , ^{143}Ce y ^{144}Ce .

Radioquímica en centrales nucleares

La Tabla 6-9 (74) muestra los isótopos más importantes en los cálculos de activación del refrigerante del reactor, algunos de los cuales han sido tomados en cuenta en esta Tesis al generar el término fuente de activación por agua.

Tabla 6-9: Principales productos de activación del agua e impurezas en el refrigerante del reactor.

Nuclide	Half-Life	Reaction	Natural Isotopic Abundance (%)	Average Activation Cross Section ^a
³ H	12.3 y	² H(n,α) ³ H	0.015	0.53 mb(T)
		⁶ Li(n,α) ³ H	7.5	942 b (F)
		¹⁰ B(n,2α) ³ H	-	5.6 mb (F)
		¹⁰ B(n,α) ⁷ Li	-	3838 b (F)
		²³⁵ U(n,f) ³ H	-	0.01 % fy
¹⁴ C	5730 y	¹³ C(n,γ) ¹⁴ C	1.11	0.9 mb (T) ^b
		¹⁴ N(n,p) ¹⁴ C	99.63	1.8 b (F) ^b
		¹⁷ O(n,α) ¹⁴ C	0.038	240 mb (F) ^b
¹⁵ C	2.45 s	¹⁸ O(n,α) ¹⁵ C	0.204	1.5 mb (F)
¹³ N	9.97 m	¹⁶ O(p,α) ¹³ N	99.76	50 mb (P) ^c
¹⁶ N	7.13 s	¹⁶ O(n,p) ¹⁶ N	99.76	19 mb (F)
¹⁹ O	26.9 s	¹⁸ O(n,γ) ¹⁹ O	0.204	160 mb (T)
¹⁸ F	1.83 h	¹⁸ O(p,n) ¹⁸ F	0.204	300 mb (P)
²⁴ Na	14.96 h	²³ Na(n,γ) ²⁴ Na	100	528 mb (T)
³² P	14.28 d	³¹ P(n,γ) ³² P	100	190 mb (T)
		³² S(n,p) ³² P	95	69 mb (F)
³⁸ Cl	37.2 m	³⁷ Cl(n,γ) ³⁸ Cl	24.23	430 mb (T)

La Tabla 6-10 (74) muestra los productos de fisión para una PWR de 3400 MWt que se ajustará mediante ANSI / ANS 18.1-2016 (36) al caso de un reactor de 48 MWt.

La Tabla 6-11 (74) muestra los principales contribuyentes a los productos de corrosión que se encuentran en el circuito primario del refrigerante del reactor. La presencia de estos se analizará mediante la ANSI / ANS 18.1 2016 (36).

Tabla 6-10: Productos de fisión [$\mu\text{Ci}/\text{kg}$] en el refrigerante del reactor.

Nuclide	BWR ^a		PWR ^b	
	Reactor Water	Steam	Reactor Water	Secondary Coolant
Kr-85m	-	1.0		
Kr-85	-	0.004		
Kr-87	-	3.3		
Kr-88	-	3.3		
Kr-89	-	21		
Xe-133m	-	0.049		
Xe-133	-	1.4		
Xe-135m	-	4.4		
Xe-135	-	3.8		
Xe-137	-	26.		
Xe-138	-	15		
I-131	2.2	0.033	45	0.0018
I-132	22	0.33	210	0.0031
I-133	15	0.23	140	0.0048
I-134	43	0.65	340	0.0024
I-135	22	0.33	260	0.0066
Rb-89	5	0.005	190	
Cs-134	0.03	-	7.1	
Cs-136	0.02	-	0.87	
Cs(Ba)-137	0.08	-	9.4	
Cs-138	10	0.01	-	
Sr-89	0.1	-	0.14	
Sr(Y)-90	0.0007	-	0.012	
Sr-91	4	-	0.96	
Sr-92	10	-	-	
Y-91	0.04	-	0.0052	
Zr(Nb)-95	0.0008	-	0.39	
Mo(Tc)-99	2	-	6.4	
Ru(Rh)-103	0.02	-	7.5	
Ru(Rh)-106	0.003	-	90	
Te-132	0.01	-	1.7	
Ba(La)-140	0.4	-	25	
Ce-141	0.03	-	0.15	
Ce-144	0.003	-	4	
Np-239	8	-	2.2	

^aA reference BWR is a 3400 MWt BWR/5.
^bA reference PWR is a 3400 MWt PWR with U-tube steam generators.

Tabla 6-11: Principales productos de corrosión activados en el sistema primario del reactor.

Nuclide	Half-Life	Formation Reaction	Nature Isotopic Abundance (%)	Activation Cross Section (Barns) ^a		
				Thermal	Epithermal	Fast
⁵¹ Cr	27.7 d	⁵⁰ Cr(n,γ) ⁵¹ Cr	4.35	16.0	0.68	
⁵⁴ Mn	312.2 d	⁵⁴ Fe(n,p) ⁵⁴ Mn	5.8			0.11
⁵⁶ Mn	2.58 h	⁵⁵ Mn(n,γ) ⁵⁶ Mn	100	13.3	1.13	
⁵⁵ Fe	2.73 y	⁵⁴ Fe(n,γ) ⁵⁵ Fe	5.8	2.5	0.1	
⁵⁹ Fe	44.51 d	⁵⁸ Fe(n,γ) ⁵⁹ Fe	0.3	1.14	0.1	
⁵⁸ Co	70.88 d	⁵⁸ Ni(n,p) ⁵⁸ Co ^b	68.3			0.146
⁶⁰ Co	5.27 y	⁵⁹ Co(n,γ) ⁶⁰ Co	100	37.5	6.05	
⁶³ Ni	100 y	⁶² Ni(n,γ) ⁶³ Ni	3.6	14.6	0.77	
⁶⁵ Ni	2.52 h	⁶⁴ Ni(n,γ) ⁶⁵ Ni	0.9	1.50	0.07	
⁶⁴ Cu	12.7 h	⁶³ Cu(n,γ) ⁶⁴ Cu	69.2	4.4	0.40	
⁶⁵ Zn	243.8 d	⁶⁴ Zn(n,γ) ⁶⁵ Zn	48.6	0.82	0.13	
⁷⁶ As	26.3 h	⁷⁵ As(n,γ) ⁷⁶ As	100	4.4	5.08	
⁹⁵ Zr	64.02 d	⁹⁴ Zr(n,γ) ⁹⁵ Zr	17.4	0.075	0.031	
^{110m} Ag	249.8 d	¹⁰⁹ Ag(n,γ) ^{110m} Ag	48.17	4.7		
¹¹³ Sn	115.1 d	¹¹² Sn(n,γ) ¹¹³ Sn	1.01	0.71	2.2	
¹²⁴ Sb	60.2 d	¹²³ Sb(n,γ) ¹²⁴ Sb	42.7	4.0	9.7	
¹⁸¹ Hf	42.4 d	¹⁸⁰ Hf(n,γ) ¹⁸¹ Hf	35.2	12.6	2.26	
¹⁸² Ta	114.43 d	¹⁸¹ Ta(n,γ) ¹⁸² Ta	100	22.0	56.4	
¹⁸⁷ W	23.9 h	¹⁸⁶ W(n,γ) ¹⁸⁷ W	28.6	37.2	33.9	

^aData for 20°C.
^bBurnup cross section, σ_p, for Co-58 is 1.9x10⁻²¹ cm².

Productos de corrosión en NAVAL I

Como se ha enunciado anteriormente, el material de las barras de combustible de NAVAL I es acero inoxidable (75) (76). Los valores de la Tabla 6-10 y la Tabla 6-11 se tienen en cuenta para hacer frente a esta diferencia de diseño. Las superficies del material inferido se utilizarán para obtener los productos de corrosión mediante ANSI / ANS 18.1-2016 (36).

Merece la pena puntualizar que en el caso del reactor NAVAL I, no se encontrará Zirconio, ya que no es uno de los materiales constituyentes de los elementos combustibles, al haber sido sustituido por acero inoxidable.

Esta norma proporciona un conjunto de concentraciones típicas de radionúclidos para estimar la radiactividad en los principales sistemas de fluidos de los reactores de agua ligera y para proyectar las emisiones esperadas de radiactividad de las centrales nucleares en funcionamiento normal.

El uso principal de esta norma es derivar la concentración en los principales sistemas de fluidos en el reactor NAVAL I. Para ello se toma como referencia la Tabla 6 (véase Anexo VI) de la norma ANSI / ANS 18.1-2016 (36) que debe adaptarse a las condiciones particulares de funcionamiento de NAVAL I.

La forma de adaptar los valores de concentración a un caso particular es mediante factores de conversión que deben calcularse utilizando las ecuaciones presentadas en esta norma.

En el caso particular de NAVAL I, se utilizan las ecuaciones de reactor proporcionadas en la Tabla 9 y la Tabla 11 de (36). Los valores requeridos para ser introducidos en estas expresiones provienen de, Tabla 2 y Tabla 9 (véase Anexo VI) (36), y los valores específicos para NAVAL I se muestran en Tabla 6-12 y Tabla 6-13.

Tabla 6-12: Reactor water NAVAL I parameters.

FD	NA	FB	FA	WP	P	λ
1,06	0,0	0,0	3,20E-01	1,37E+04	48	varias

Tabla 6-13: Refrigerante del secundario y vapor NAVAL I.

FBD	NBD	NS	FS	NC	NX	WS
0,146	1	1,00E-02	1,89E+01	0,0	0,0	1,11E+04

- FD se considera 1,06 según un flujo de 5 m³/h, 275 °C temperatura del agua (69) y 131 bar de presión (69).
- NA se asume como 0 porque solo se considera la existencia de un desmineralizador.
- FB se asume como 0 porque no hay recuperación del Boro.
- FA se considera 3,2E-01.
- FBD sería 0,146 kg/s.
- NC se asume que es 0.
- NX se asume como 0.
- WS se calcula como WP multiplicado por 0,815 manteniendo la relación con la potencia nominal.

Como ejemplo, se explica a continuación como se han inferido los valores de concentración para productos de fisión Halógenos en el agua del reactor.

Los valores de referencia de la norma se muestran en la Tabla 6-14.

Tabla 6-14: Concentración de Productos de Fisión Halógenos en el refrigerante.

Halógenos Class 2	Concentración [$\mu\text{Ci/g}$]
Br-84	1,6 E-2
I-131	1,2 E-3
I-132	7,7 E-3
I-133	4,8 E-3
I-134	1,2 E-2
I-135	8,3 E-3

Estos valores se modifican de acuerdo al caso particular mediante las Ecuación 3 y Ecuación 4.

$$\frac{P \cdot W P_n \cdot (R_{n2} + \lambda)}{W P \cdot P_n \cdot (R_2 + \lambda)} \quad \text{[Ecuación 3] (36)}$$

Donde:

- P es la potencia térmica del reactor NAVAL I en MWt (48).
- P_n es la potencia térmica del reactor de referencia en MWt (3400).
- WP es el peso de agua en el refrigerante del NAVAL I en kg (1,37E04).
- WP_n es el peso de agua en el refrigerante del reactor de referencia en kg (2,5E05).
- R₂ es el ratio calculado de remoción para PWR Class 2 (7,68E-05).
- R_{n2} es el ratio de remoción del reactor de referencia (1,90E-05).

Y

$$R_2 = \frac{(FD \cdot NB) + (1 - NB) \cdot (FB + (FA \cdot NA))}{W P} \quad \text{[Ecuación 4] (36)}$$

Donde:

- FD es el flujo de purificación extraído del refrigerante (1,06).
- NB es la fracción de material retenido en el desmineralizador (9,9E-01).
- FB es el flujo para control del Boro extraído del refrigerante (0,0).
- FA es el flujo a través del desmineralizador catiónico (3,20E-01).
- NA es la fracción de material retenido en el desmineralizador catiónico (0,0).

La Tabla 6-15 muestra los resultados obtenidos para el Término Fuente del NAVAL I.

Tabla 6-15: Concentración de Halógenos Class 2 en el refrigerante.

Class 2 Halógenos	Concentración nominal[$\mu\text{Ci/g}$]	Factor [-]	NAVAL I [$\mu\text{Ci/g}$]	TF [Bq/cm^3]
Br-84	1,6E-2	2,24E-01	3,59E-03	1,02E+02
I-131	1,2E-3	6,64E-02	7,97E-05	2,26E+00
I-132	7,7E-3	1,66E-01	1,27E-03	3,61E+01
I-133	4,8E-3	8,48E-02	4,07E-04	1,15E+01
I-134	1,2E-2	2,08E-01	2,49E-03	7,07E+01
I-135	8,3E-3	1,17E-01	9,75E-04	2,76E+01

Se sigue un proceso similar para el resto de radionucleidos y para la concentración en el vapor y en el agua del circuito secundario.

En lo que respecta al material de varilla, en el pasado el acero inoxidable se utilizaba como revestimiento en muchos PWR (reactores de agua a presión) y su rendimiento bajo irradiación era excelente. Sin embargo, el acero inoxidable fue reemplazado por una aleación a base de Zirconio como material de revestimiento, principalmente debido a su menor sección eficaz de absorción de neutrones. Actualmente, las varillas de acero inoxidable aparecen como una posible solución para los problemas de seguridad relacionados con la producción y explosión de hidrógeno como ocurrió en el accidente de Fukushima Daiichi.

Merece la pena resaltar que el rendimiento térmico de las dos varillas es muy similar y la penalización por absorción de neutrones debida al uso de acero inoxidable podría compensarse combinando un pequeño aumento en el enriquecimiento de ^{235}U y cambios en el tamaño del paso, tal como se concluye en este artículo (77).

El hecho de que los tubos de las barras de combustible NAVAL I se fabrican en acero inoxidable en lugar de zircaloy o material similar a base de zirconio, implica que se hace necesaria la estimación de la cantidad de productos de corrosión generados de acuerdo a la aproximación ofrecida por la norma ANSI / ANS 18.1-2016.

Según los valores de referencia tomados de la Tabla 6-16 (78) y la Tabla 6-17 (78), muestran que los valores de actividad obtenidos según los criterios ANSI / ANS 18.1-2016 son cinco (5) veces más altos. Por lo tanto, se espera que la cantidad de superficie de acero inoxidable se multiplique por cinco (5). De esta forma, la cantidad de productos de corrosión activados aumenta proporcionalmente.

Tabla 6-16: Materiales del circuito primario (78).

	Superficie aproximada del circuito de refrigeración %		
	BWR	PWR	CANDU-PHWR
Acero inoxidable	44	5	-
Inconel 600, Incoloy 800 or Monel	-	75	77
Acero al Carbono	8	-	10
Zircaloy (vainas combustible)	48	20	13

Tabla 6-17: Formación inicial de productos de corrosión (78).

	System	
	BWR	PWR or PHWR
1. Sources	~90% from Feedtrain: All Ferrous alloys (modern). Some Cu based alloys (older) ~10% from Coolant Circuit: Mostly stainless steel	All from Coolant Circuit: ~4% from stainless steel. ~96% from SG material—high nickel alloys (600, 800, Monel)
2. Temperature range °C	Feedtrain, 35-190 Coolant, 270-280	Coolant, 270-315
3. Chemistry	Neutral, low conductivity, oxygenated throughout	Alkaline or boric acid/alkali buffered. Hydrogenated, essentially O ₂ free
4. Elemental composition	Fe ~98% Cr, Mn, Ni, Cu, Co, 0.1-0.6%	Mainly Fe, Ni, Cr in that order (varies with sources as above)
5. Chemical*	Predominantly $\alpha\text{Fe}_2\text{O}_3$. Up to 10% Fe_3O_4 in coolant. Higher levels Fe_3O_4 possible in non-oxygenated feedwater. On stainless steel coolant circuit surfaces spinels have been found as follows: NiFe_2O_4 , NiCr_2O_4	Predominantly Fe_3O_4 spinels on stainless steel surfaces with Ni and Cr substitution. Higher degrees of Ni substitution on SG alloys giving NiFe_2O_4 as well as non-stoichiometric intermediates NiCrO_4 also reported

- NOS-02 Radiación gamma de activación del agua y productos de corrosión y de los productos de fisión

El cálculo requerido para derivar este espectro se ha realizado utilizando códigos bien conocidos y reconocidos internacionalmente como el ACAB (56). Este código considera que, una vez inferida la actividad por centímetro cúbico (Bq/cm³ o Ci/cm³) aplicando el ANSI / ANS 18.1 (36), esta actividad se traduce en fotones por segundo y centímetro cúbico (gamma/s·cm³) utilizando la ecuación de Bateman para cada uno de los radionucleidos y sus descendientes, y teniendo en cuenta la estructura del grupo de energía en el que se libera cada uno de los fotones y el número de fotones liberados por desintegración.

Por ejemplo, en el caso del ^{60}Co , aplicando las ecuaciones de Bateman (45), el esquema de desintegración que se muestra en la Figura 6-23, el periodo de semi-desintegración ($T^{1/2}=5,27124$ años) y la intensidad por energía (espectro) y la desintegración según Tabla 6-18, se puede derivar el espectro correspondiente en un tiempo genérico “t”.

Esta metodología se aplica a todos los radionucleidos y sus derivados proporcionando un espectro general de todos los radionucleidos involucrados en el tiempo “t” seleccionado.

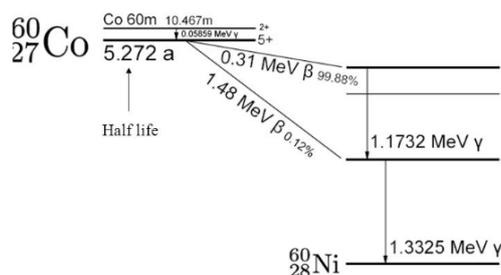


Figura 6-23: Esquema de decaimiento ^{60}Co .

Tabla 6-18: Energías discretas e intensidades para ^{60}Co .

Energía (MeV)	Intensidad (%)
0,34714	0,0075
0,82610	0,0076
1,17323	99,8500
1,33249	99,9826
2,15857	0,0012
2,50569	2,00E-06

El espectro gamma utilizado para este caso de análisis de únicamente fotones se muestra en la Tabla 6-19 para cada una de las potencias operativas debidas a la activación del agua primaria, el producto de fisión y el espectro de desintegración del producto de corrosión.

Tabla 6-19: Espectro fotónico para NOS-02 para cada caso de potencia.

Group nº	48 MW [-]	28,8 MW [-]	14,4 MW [-]	Group nº	48 MW [-]	28,8 MW [-]	14,4 MW [-]
1	0,0000E+00	0,0000E+00	0,0000E+00	13	4,7890E-03	4,7822E-03	4,7848E-03
2	2,5188E-01	2,5193E-01	2,5197E-01	14	3,9335E-03	3,9345E-03	3,9337E-03
3	1,3155E-01	1,3153E-01	1,3152E-01	15	3,3743E-03	3,3733E-03	3,3743E-03
4	1,4722E-01	1,4722E-01	1,4723E-01	16	2,8596E-03	2,8587E-03	2,8589E-03
5	9,3704E-02	9,3695E-02	9,3672E-02	17	3,3388E-03	3,3378E-03	3,3380E-03
6	7,9380E-02	7,9369E-02	7,9389E-02	18	1,7205E-03	1,7203E-03	1,7205E-03
7	3,1010E-02	3,1015E-02	3,1006E-02	19	5,9978E-04	5,9962E-04	5,9988E-04
8	2,6572E-02	2,6575E-02	2,6578E-02	20	1,5638E-01	1,5637E-01	1,5634E-01
9	2,3058E-02	2,3052E-02	2,3055E-02	21	1,0602E-02	1,0601E-02	1,0593E-02
10	1,3788E-02	1,3788E-02	1,3789E-02	22	1,7749E-04	1,7747E-04	1,7746E-04
11	8,5379E-03	8,5365E-03	8,5400E-03	23	9,2799E-08	9,2779E-08	9,2719E-08

Group n°	48 MW [-]	28,8 MW [-]	14,4 MW [-]	Group n°	48 MW [-]	28,8 MW [-]	14,4 MW [-]
12	5,5275E-03	5,5266E-03	5,5269E-03	24	0,0000E+00	0,0000E+00	0,0000E+00

Como se puede observar en el espectro, las diferencias son sumamente pequeñas, por lo que es posible considerar solo un caso con el espectro de potencia operativa del 30% y una intensidad de fotones diferente para cada uno de los casos.

Los grupos energéticos se muestran a continuación.

Tabla 6-20: Grupos energéticos del espectro fotónico.

Grupo n°	E _{min} [MeV]	E _{max} [MeV]	Grupo n°	E _{min} [MeV]	E _{max} [MeV]	Grupo n°	E _{min} [MeV]	E _{max} [MeV]
1	0,00E+00	1,00E-02	9	6,00E-01	8,00E-01	17	3,00E+00	4,00E+00
2	1,00E-02	2,00E-02	10	8,00E-01	1,00E+00	18	4,00E+00	5,00E+00
3	2,00E-02	5,00E-02	11	1,00E+00	1,20E+00	19	5,00E+00	6,50E+00
4	5,00E-02	1,00E-01	12	1,20E+00	1,40E+00	20	6,50E+00	8,00E+00
5	1,00E-01	2,00E-01	13	1,40E+00	1,70E+00	21	8,00E+00	1,00E+01
6	2,00E-01	3,00E-01	14	1,70E+00	2,00E+00	22	1,00E+01	1,20E+01
7	3,00E-01	4,00E-01	15	2,00E+00	2,50E+00	23	1,20E+01	1,40E+01
8	4,00E-01	6,00E-01	16	2,50E+00	3,00E+00	24	1,40E+01	2,00E+01

La intensidad de los fotones debe tenerse en cuenta en los pasos de post-procesamiento para obtener resultados para cada uno de los casos de potencia operativa. Como la intensidad calculada hasta ahora corresponde a la actividad por centímetro cúbico (Bq/cm³), las intensidades de fotones mostradas en la Tabla 6-21, Tabla 6-22 y Tabla 6-23 se han obtenido teniendo en cuenta que el volumen del agua del primario, presurizador y desionizador considerados son 1,28·10⁷ cm³, 1,01 10⁶ cm³ y 1,91 10⁵ cm³ respectivamente, de acuerdo con el modelo 3D mostrado en la Figura 6-24, la metodología explicada en este apartado y seguida de la utilización de códigos como ACAB (56). Así pues, la intensidad total de fotones en el agua obtenida de la suma de las contribuciones del agua del primario, del presurizador y del desionizador se muestra en la Tabla 6-24.

Figura 6-24: Primary cooling water.

Tabla 6-21: Intensidad de fotones en el agua del primario NOS-02.

Potencia Operación Normal [%]	Intensidad fotónica agua del primario [$\gamma/s \cdot cm^3$]	Intensidad fotónica agua del primario [γ/s]
100	5,6337E+06	7,2100E+13
60	3,3855E+06	4,3260E+13
30	1,6803E+06	2,1630E+13

Tabla 6-22: Intensidad fotónica en el presionador NOS-02.

Potencia Operación Normal [%]	Intensidad fotónica presionador [$\gamma/s \cdot cm^3$]	Intensidad fotónica presionador [γ/s]
100	3,1010E+04	3,1320E+10
60	1,8606E+04	1,8792E+10
30	9,3030E+03	9,3960E+09

Tabla 6-23: Intensidad fotónica en el desionizador NOS-02.

Potencia Operación Normal [%]	Intensidad fotónica desionizador [$\gamma/s \cdot cm^3$]	Intensidad fotónica desionizador [γ/s]
100	2,0608E+07	3,9400E+12
60	1,2365E+07	2,3640E+12
30	6,1824E+06	1,1820E+12

Tabla 6-24: Intensidad fotónica total en el primario NOS-02.

Potencia Operación Normal [%]	Intensidad fotónica total agua del primario [γ/s]
100	7,6072E+13
60	4,5643E+13
30	2,2822E+13

- NOS-03A Radiación gamma por desintegración de productos de fisión tras la parada del reactor

Este caso explicará la fuente de desintegración gamma debida a los productos de fisión del núcleo del reactor, justo después de su parada.

El espectro gamma utilizado para este caso de ejecución de fotones se deriva del cálculo de decaimiento resuelto mediante el código ORIGEN de SCALE (79) para cada uno de los nodos y cada una de las condiciones de funcionamiento. Las energías de grupo utilizadas se muestran en Tabla 6-20.

La Tabla 6-25 muestra un resumen de los resultados antes mencionados. Se concluye de esta comparación que las diferencias son lo suficientemente pequeñas, por lo que es posible considerar solo un caso con el espectro de potencia operativa del 100% y una intensidad de fotón diferente para cada uno de los casos.

Tabla 6-25: Probabilidad de distribución NOS-03A para cada caso de potencia.

Nodo n° [-]	Probabilidad a 48 MW	Probabilidad a 28,8 MW	Probabilidad a 14,4 MW
2	6,35719E-02	6,35232E-02	6,35501E-02
3	8,64000E-02	8,64422E-02	8,63787E-02
4	1,09763E-01	1,09624E-01	1,09729E-01
5	1,19949E-01	1,19518E-01	1,19601E-01
6	1,26494E-01	1,25947E-01	1,26436E-01
7	1,26277E-01	1,25971E-01	1,26436E-01

Nodo n° [-]	Probabilidad a 48 MW	Probabilidad a 28,8 MW	Probabilidad a 14,4 MW
8	1,18518E-01	1,18562E-01	1,18747E-01
9	1,07798E-01	1,08238E-01	1,07736E-01
10	8,30769E-02	8,36460E-02	8,31039E-02
11	5,81538E-02	5,85283E-02	5,82819E-02

La intensidad de los fotones debe tenerse en cuenta en los pasos de posprocesamiento para obtener resultados para cada uno de los casos de potencia operativa. La Tabla 6-26 muestra estas intensidades de fotones por segundo.

Tabla 6-26: Intensidad de fotones NOS-03A.

Potencia en operación normal [%]	Intensidad de fotones [v/s]
100	6,92130E+18
60	4,18430E+18
30	2,10700E+18

6.6. Magnitudes calculadas

6.6.1. Dosis por neutrones

- *Malla*

Se ha colocado un *tally* de malla de neutrones para encerrar toda la geometría considerada como el blindaje secundario del reactor NAVAL I. La Tabla 6-27 muestra las características de esta malla, que está compuesta por 14,19 millones de volúmenes en estudio ($5 \times 5 \times 5 \text{ cm}^3$) y representa el flujo de neutrones en $\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$.

Tabla 6-27: Características de la Malla de neutrones.

Dirección	Min [cm]	Max [cm]	División [-]
X	-560	560	224
Y	-775	665	288
Z	-50	1050	220

Los cálculos de término fuente neutrónico se llevan a cabo para diferentes niveles de potencia, obteniéndose mediante el código SERPENT (54) las intensidades neutrónicas para cada nivel. Al obtenerse resultados por neutrón, en el post-proceso de los resultados habrá que multiplicar cada valor de la malla por la producción total de neutrones para cada uno de los escenarios. Estos valores de producción de neutrones se muestran en Tabla 6-28.

Tabla 6-28: Intensidad de neutrones NOS-01.

Potencia en operación normal [%]	Intensidad de neutrones [n/s]
100	3,73036E+18
60	2,23797E+18
30	1,11892E+18

En la Tabla 6-29 se muestran los grupos de energía seleccionados para la salida de recuentos de neutrones.

Tabla 6-29: Grupos energéticos Dosis de neutrones NOS-01.

Grupo nº	E_{min} [MeV]	E_{max} [MeV]
1	1,00e-11	4,14E-07
2	4,14E-07	3,35E-03
3	3,35E-03	1,11E-01

Grupo nº	E _{min} [MeV]	E _{max} [MeV]
4	1,11E-01	8,63E-01
5	8,63E-01	1,73E+01

En el caso del flujo de neutrones de desintegración ¹⁷N, los valores correspondientes se muestran a continuación:

Tabla 6-30: Intensidad de neutrones NOS-01B.

Potencia en Operación Normal [%]	Intensidad de Neutrones [n/s]
100	8,07942E+09
60	4,84765E+09
30	2,42383E+09

En la Tabla 6-31 se muestran los grupos energéticos seleccionados para la salida de la malla de neutrones.

Tabla 6-31: Energías discretas de la malla de neutrones NOS-01B.

Nº	E [MeV]
1	3,828e-01
2	8,840E-01
3	1,171E+00
4	1,700E+00

Las Figura 6-25 y Figura 6-26 muestran el modelo geométrico para las mallas donde el tamaño de la malla se puede comparar con la geometría actual del modelo.

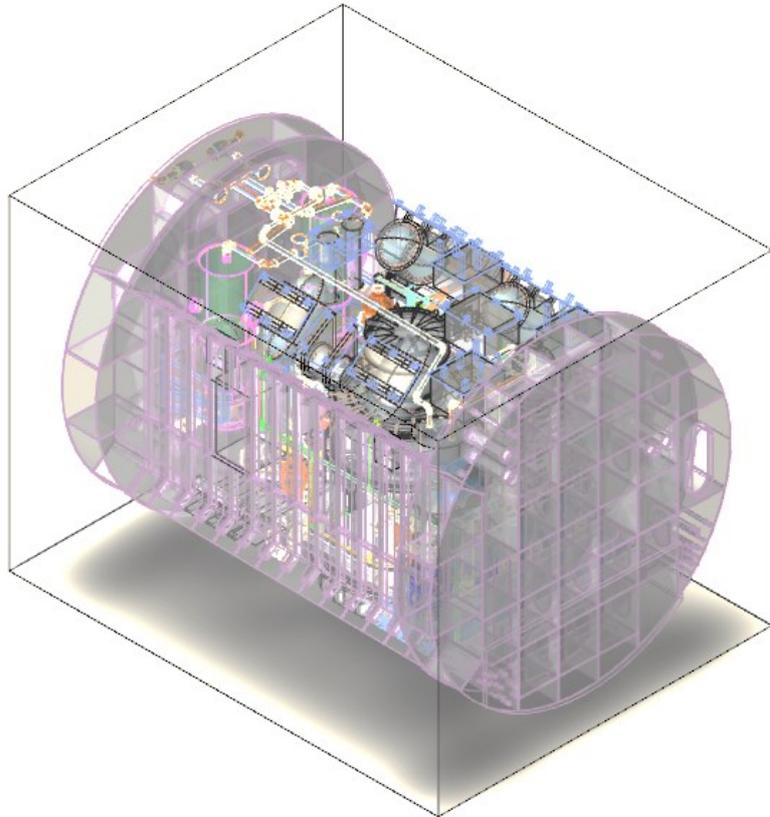


Figura 6-25: Malla correspondiente al blindaje secundario.

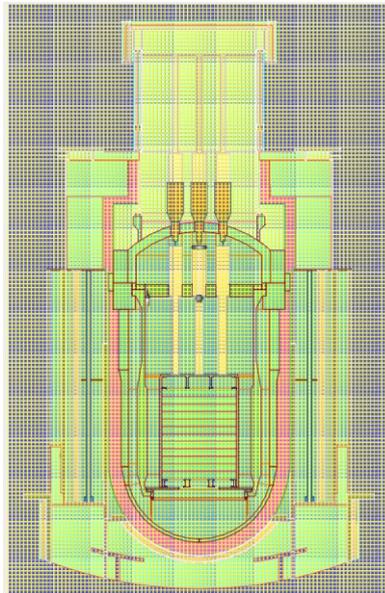


Figura 6-26: Representación de la malla de neutrones.

6.6.2. Dosis por fotones

- *Malla*

El recuento de la malla de la tasa de dosis gamma es igual al recuento de la malla de la tasa de dosis de neutrones. Sin embargo, el formato de entrada cambia para tener en cuenta el flujo gamma [$\gamma / \text{cm}^2 \cdot \text{s}$] en lugar del flujo de neutrones.

6.7. Reducción de varianza

En los cálculos de Monte Carlo que implican blindajes o donde la radiación deba atravesar espesores considerables de diferentes materiales, reduciendo su intensidad en varios órdenes de magnitud, habitualmente será necesario introducir técnicas de reducción de varianza que permitan obtener resultados fiables en un periodo de tiempo razonable.

Para el desarrollo de los cálculos de esta Tesis se considera como adecuada la técnica denominada de ventanas de importancias.

El archivo de entrada de la ventana de importancias es un archivo externo que se llama desde el programa principal. Este archivo ha sido obtenido mediante el método FW-CADIS (80) (81) con un conocido código generador de ventanas de ponderación.

En 1998, Wagner y Haghghat crearon el método CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) (82) (83). Aunque se trata de una técnica de reducción de la varianza local, se analizará primero para comprender mejor el método global CADIS ponderado hacia adelante (FW-CADIS). La técnica CADIS se basa en la interpretación física de que la solución de la ecuación de transporte de Boltzmann adjunta es una medida de la importancia (es decir, la contribución esperada) de una partícula a una función de respuesta. Por lo tanto, usa un cálculo adjunto previo (generalmente usando un código de ordenadas discretas) para sesgar la fuente y construir un mapa de importancia que se usará como una entrada de la ventana de importancias para una simulación de Monte Carlo. La fuente sesgada asegura que las partículas de la fuente se inicien en proporción a su contribución esperada al recuento; mientras que la ventana de importancias sesga el transporte al dividir o enrutar partículas de acuerdo con la importancia de las regiones en el espacio físico. Estos parámetros (sesgo de fuente y mapas de importancia) se obtienen de la ejecución determinista anterior. En este cálculo, la fuente adjunta se define como la respuesta del detector en alguna ubicación (es decir, con distribuciones similares de espacio y energía). Una vez que se determina la función adjunta, $\Psi^+(P)$ en el espacio físico P , se especifica el sesgo de fuente para el muestreo de Monte Carlo. La función de densidad de probabilidad sesgada de la fuente ($\hat{q}(P)$) se define como la relación entre la respuesta del detector del espacio físico P y la respuesta total del detector (82):

$$\hat{q}(p) = \frac{\text{Respuesta detector espacio físico } P}{\text{Respuesta detector total}} = \frac{\Psi^+(P)q(P)}{\int_p \Psi^+(P)q(P)dP} = \frac{\Psi^+(P)q(P)}{R}$$

donde $q(P)$ es la fuente del cálculo directo y R es la respuesta total del detector. De esta manera, las partículas de la fuente están sesgadas de acuerdo con su contribución a la respuesta del detector. Tenga en cuenta que esta es una función de probabilidad sesgada y el peso debe corregirse de acuerdo con la ecuación siguiente

$$W_{\text{sesgado}} f(x)_{\text{sesgado}} = W_{\text{sin sesgo}} f(x)_{\text{sin sesgo}}$$

obteniendo (82):

$$w(P)\hat{q}(P) = w_0 q(P) \rightarrow w(P) = \frac{R}{\Psi^+(P)}$$

donde $w(P)$ es el peso corregido estadísticamente y $w_0(P)$ es el peso sin sesgo (que se establece en 1). Con respecto a la polarización del transporte a través de mapas de importancia, la herramienta de ventanas de importancias se utiliza en la simulación de Monte Carlo. En este caso, los umbrales de las celdas de la malla se determinan de modo que los pesos estadísticos $w(P)$ se ubiquen en el centro de la ventana. Por lo tanto, usando la relación: $\beta = \frac{w_u}{w_l}$ entre los umbrales superior (w_u) e inferior (w_l) de las ventanas; Los límites inferiores de la ventana de importancias dependientes del espacio y la energía están dados por (82):

$$w_l(r, E) = \frac{w(P)}{\left(\frac{\beta + 1}{2}\right)}$$

En el método CADIS, las partículas de origen de la distribución sesgada comenzarán dentro de los límites de la ventana de importancias. Esta consistencia evita que las partículas de origen se dividan o desmenucen tan pronto como nacen, por lo que no se produce una disminución de la eficiencia computacional. El método automatizado CADIS se ha implementado en los códigos MCNP, ADVANTAG y MAVRVIC (84) (85) (86).

Como se indicó anteriormente, el método CADIS tiene una orientación local. En 2007 se presentó una extensión de la técnica CADIS, considerando que los modelos utilizados son cada vez mayores. El CADIS ponderado hacia adelante (FW-CADIS) fue desarrollado por Wagner, Blakeman y Peplow; y desde entonces se ha convertido en el método de referencia en las técnicas GVR para el transporte de partículas (87). Su objetivo principal es lograr una incertidumbre estadística uniformemente baja mediante la distribución uniforme de las partículas

de Monte Carlo a través del modelo. Esto se logra modificando el método CADIS local para incorporar una estimación de flujo hacia adelante en la definición de la fuente adjunta.

En la metodología FW-CADIS, se realiza inicialmente un cálculo determinista directo y los resultados se utilizan para definir la fuente adjunta, que se pondera por la inversa del flujo directo en las regiones del espacio físico donde se desean los recuentos. Para hacer esto, primero se considera la función de respuesta en términos del flujo directo (88):

$$R = \int_P \Psi(P) f(P) dP$$

Donde $f(P)$ es una función objetivo que, en este caso, debe definirse como alguna función que convierte el flujo en densidad de partículas de Monte Carlo. Utilizando nuevamente la relación entre la densidad de partículas de Monte Carlo, $m(P)$ y la densidad de partículas física: $n(P) = \bar{w}(P) \cdot m(P)$ y la relación entre el flujo de partículas con la densidad de partículas real: $\Psi(P) = n(P) \cdot v(P)$. Se obtiene:

$$m(P) = \frac{n(P)}{\bar{w}(P)} = \frac{\Psi(P)}{\bar{w}(P)v(P)} = \Psi(P)f(P)$$

Y la respuesta total se podría describir como:

$$R = \int_P \Psi(P) \frac{1}{\bar{w}(P)v(P)} dP \rightarrow \left\{ \begin{array}{l} \text{Usando la premisa} \\ \text{de Cooper y Larsen que:} \\ m \sim \text{constante} \rightarrow \\ n \propto \bar{w} \text{ y } \Psi' \propto \bar{w} \cdot v \end{array} \right\} \rightarrow R = \int_P \Psi(P) \frac{1}{\Psi'(P)} dP$$

Donde la fuente adjunta se define como la función objetivo $f(P)$:

$$q^+(P) = \frac{1}{\Psi'(P)}$$

Hay que tener en cuenta que esto pondera la fuente adjunta con la inversa del flujo directo; por tanto, la fuente adjunta será alta donde el flujo directo sea bajo; y, por el contrario, si la fuente adjunta es baja, el flujo directo será alto. Para funciones de respuesta distintas del flujo de partículas, la fuente adjunta se pondera con la solución directa. Por ejemplo, si la función de respuesta deseada viene dada por $\sigma_d(P) = \sigma_d(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$ (por ejemplo, tasa de dosis), la fuente adjunta se define de modo que las contribuciones individuales de la función de respuesta total sean uniformes (88):

$$q^+(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) = \frac{\sigma_d(\vec{r}, E, \vec{\Omega})}{\int_E \int_{4\pi} \sigma_d(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') \Psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') dE' d\vec{\Omega}'}$$

Una vez que se define la fuente adjunta, se realiza una simulación determinista adjunta para calcular la fuente de Monte Carlo y los parámetros de polarización del transporte utilizando el enfoque CADIS estándar (87) (88). El método FW-CADIS es una técnica híbrida confiable y eficiente para problemas de GVR [33] [34] [35] y se ha utilizado, entre otros, en cálculos ITER (89) (90) (91).

A continuación se expone la ventana de importancias obtenida mediante la aplicación de la técnica FW-CADIS al modelo de reactor móvil sumergido a una profundidad de 60 metros.

Como se puede observar por la escala, esta imagen muestra las importancias obtenidas por el método hacia delante aplicado al flujo, ya que en las zonas donde hay más flujo hay valores más altos y a medida que las partículas se alejan de la fuente, su importancia disminuye.

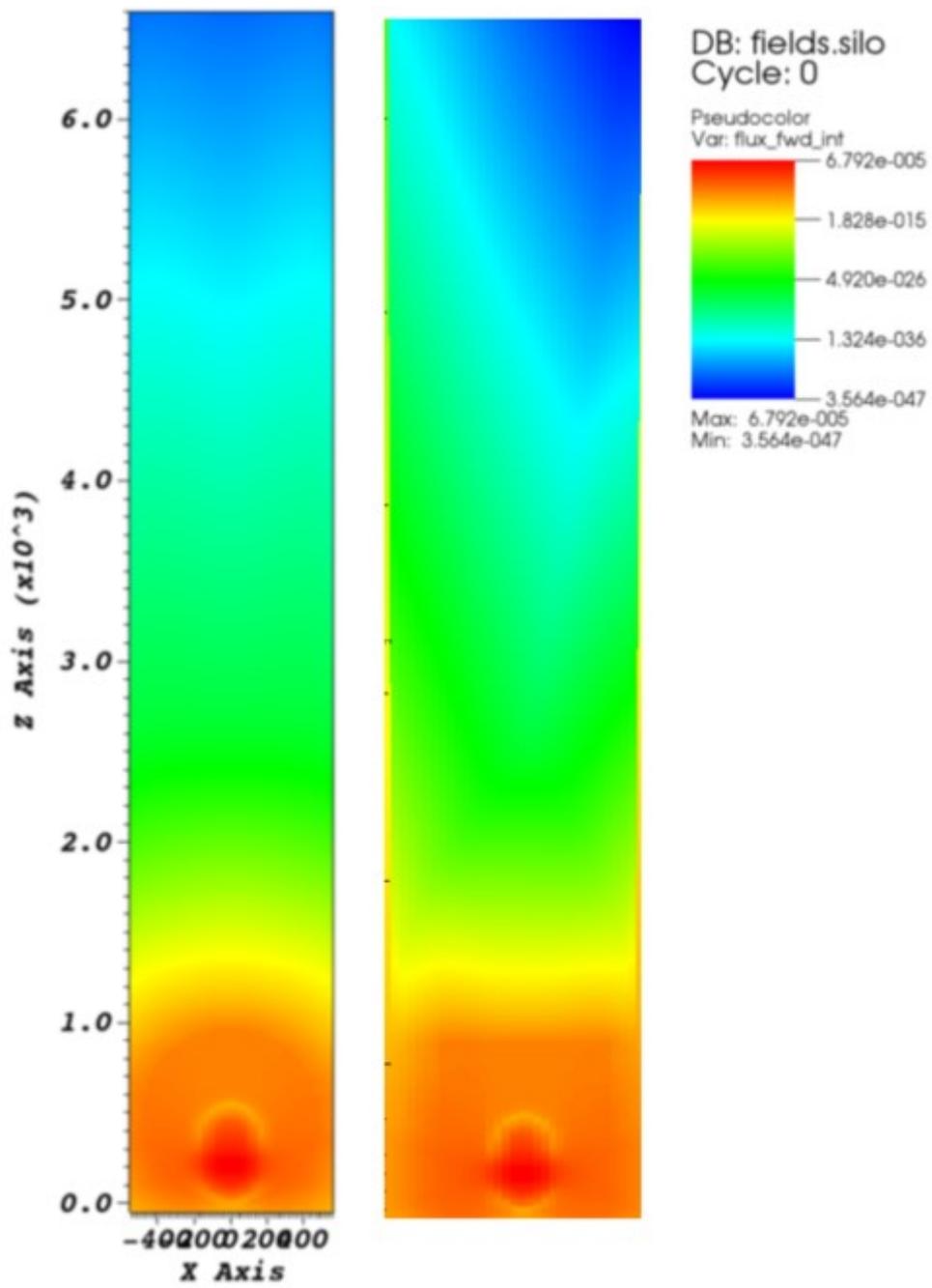


Figura 6-27: Ventana de importancias ADVANTAG.

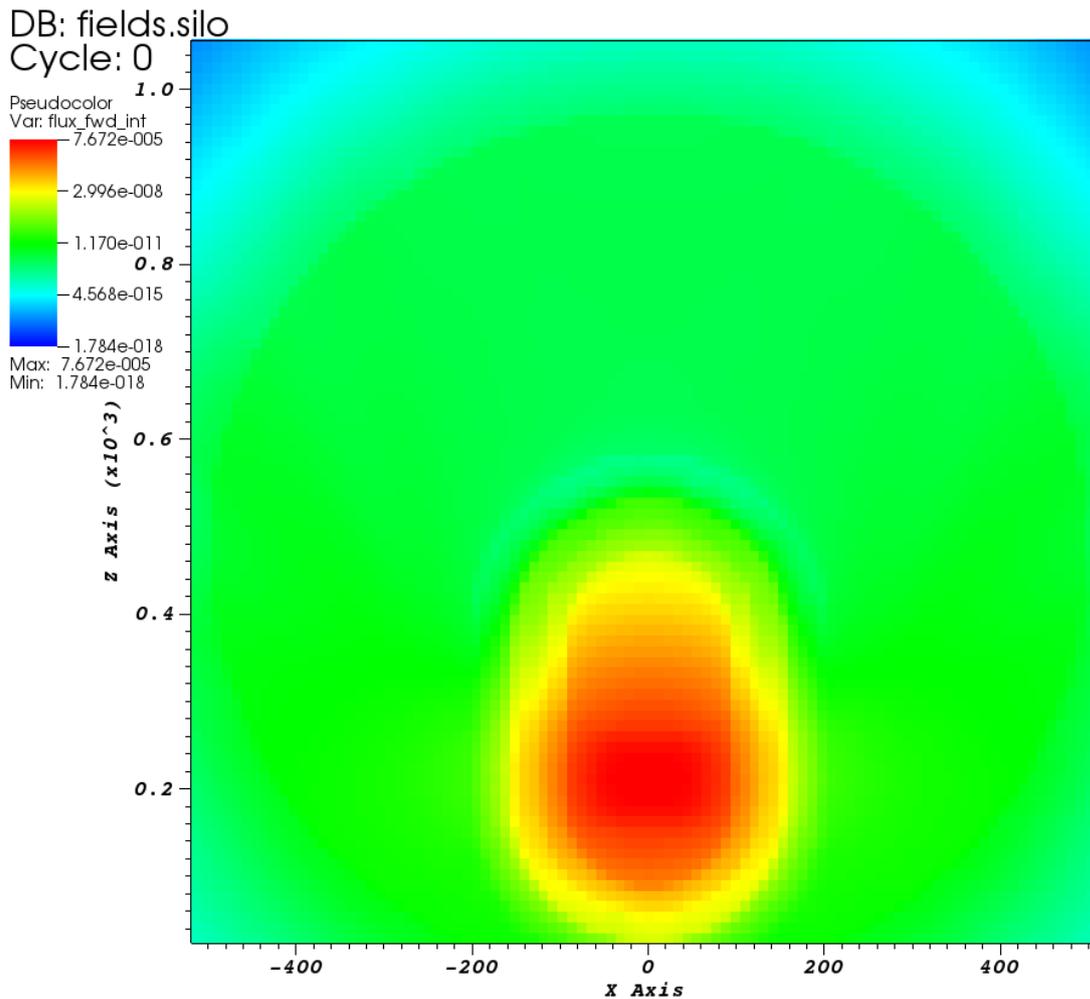


Figura 6-28: Ventana de importancias ADVANTAG (detalle).

Esta ventana se ha aplicado al cálculo del transporte para obtener los resultados de flujo y dosis en la superficie de la mar.

6.8. Librerías de Datos Nucleares

La biblioteca ENDF / B-VII.1 es el último archivo de datos nucleares evaluados recomendado para su uso en aplicaciones de ciencia y tecnología nucleares. Esta biblioteca proporciona datos sobre secciones eficaces de neutrones, covarianzas, rendimientos de productos de fisión, datos de desintegración y dispersión térmica, entre otros. Representa el trabajo del Grupo de Trabajo de Evaluación de Secciones Eficaces de EE. UU. (CSEWG) en la evaluación de datos nucleares que utiliza desarrollos en teoría nuclear, modelado, simulación y experimentación (92).

6.8.1. Librería de secciones eficaces fotonucleares

Esta biblioteca se deriva de la biblioteca de datos ENDF / B-VI.8.

De las cuatro librerías disponibles para fotones (MCPLIB, MCPLIB02, MCPLIB03, y MCPLIB04) se ha utilizado la última, MCPLIB04 (93) (94), cubriendo el rango desde 1keV hasta 100 GeV para Z=1-94.

6.8.2. Librerías de dispersión térmica de neutrones

La ENDF / B-VII (59) contiene datos de la ley de dispersión térmica, proporcionados en gran parte por LANL. De esta biblioteca, se han utilizado datos de dispersión para ^{56}Fe , ^{27}Al , H en agua ligera y U en UO_2 para el cálculo del transporte a diferentes temperaturas.

Se han asumido las mismas temperaturas que se muestran en la Tabla 6-3, excepto para el hidrógeno en el blindaje (para el que se ha utilizado la biblioteca de 293,6 K), para el hidrógeno en el agua del primario (para el que se ha utilizado la biblioteca de 600 K) y para el Uranio en la homogeneización del nodo del núcleo del reactor (para la que se ha utilizado la biblioteca 1000 K).

7. OPTIMIZACIÓN

7.1. Contexto

Habitualmente en las instalaciones terrestres donde se sitúan los reactores nucleares de potencia, no existen restricciones suplementarias como puede ocurrir en los buques de propulsión nuclear. En el caso de instalaciones móviles, se debe tener en cuenta lo limitado del espacio y priorizarse sistemas compactos o con un blindaje muy bien adaptado.

En general los estudios de blindaje de reactores nucleares se han basado en la experiencia de los analistas y en los diseños realizados previamente a lo largo del tiempo. Estos estudios se han realizado variando espesores o materiales únicamente, sin realizar un cambio iterativo que combine cambios en ambos parámetros: espesor y material.

En general, se pueden diseñar tres tipos de blindajes: los formados por un único material; composites; y materiales multicapa. Los materiales homogéneos se ha demostrado que no son adecuados para el blindaje de campos acoplados de radiaciones gamma y neutrónica. Entre los blindajes multicapa, se puede dar el caso de que alguna de las capas esté constituida por composites, por lo que se podría integrar en un único caso.

Cuando se ha seleccionado la forma geométrica para el modelo, se han tenido en cuenta las variaciones que formas diferentes de la esfera podrían tener en el campo debido a la dispersión desde las esquinas. Además, a la hora de obtener resultados, el hecho de que varíe únicamente espesor y material, permite realizar cálculos 1-D, acelerando los cálculos y permitiendo utilizar técnicas de reducción de varianza vectoriales.

7.2. Base del algoritmo

Una vez establecidas las bases del modelo de transporte, lo que procede es llegar a conocer cuál será la configuración que permitirá alcanzar un blindaje óptimo en términos de geometría, materiales y término fuente.

Lo que se ha expuesto anteriormente de una forma simplificada, requiere de complejos procesos de decisión en cuanto el modelo va más allá de una única capa. Por lo tanto, se requiere de algún método o algoritmo de optimización.

El método aplicado en esta Tesis está constituido por un algoritmo genético y el código MCNP. Además, se debe considerar el gran número de cálculos e iteraciones necesarias, así como el tiempo necesario para los cálculos de transporte con MCNP.

Para ello se ha desarrollado un algoritmo que mediante la inclusión de dimensiones, composiciones y término fuente en un modelo simplificado 1-D, permite analizar la mejor configuración para un problema genérico mediante un script de Python.

Este script parte de una configuración básica en la que se solicitan al usuario dimensiones, materiales y término fuente iniciales para el reactor NAVAL I. A partir de los primeros resultados, se lanza otro caso introduciendo una modificación en las dimensiones o materiales. Usualmente, el término fuente permanece constante, pero también cabe la posibilidad de su modificación.

Una vez que se comparan los resultados de los dos primeros lanzamientos, el código generado toma la decisión siguiente, que será aumentar o disminuir el espesor de alguno de los materiales del problema.

El caso inicial corresponde a un término fuente de fisión homogeneizado (combustible nuclear, , helio, varillas, materiales de los internos, cabezales, etc.) en un volumen esférico, envuelto por una esfera de agua que representa el refrigerante primario. A su vez, estará rodeado de una nueva esfera de acero aleado, correspondiente a la vasija de presión. A partir de este material, se añade una nueva esfera de agua de espesor 10 cm. Con esta configuración se lanza el primer caso. Se analiza la dosis neutrónica y la gamma. Se lanzaría entonces un segundo caso, en el que se añadirían 5 cm más de agua y se analizarían de nuevo los resultados tanto de dosis neutrónica, como gamma.

En este segundo caso se observa que la dosis neutrónica baja, sin embargo, sube la dosis gamma, por lo que se introduciría un cambio de materiales en la última capa de 5 cm añadida, cambiando de agua a Plomo. Y se procedería a lanzar un tercer caso con estas condiciones.

Lanzado este tercer caso, se observa que la dosis neutrónica sube respecto al caso dos, y que la dosis gamma baja respecto al caso dos, por lo que procedería a añadir una tercera capa de agua. Con esta tercera capa de agua se procedería a lanzar un cuarto caso, cuyos resultados indican que la dosis gamma sube ligeramente y que la dosis neutrónica efectivamente baja.

Y de esta manera, se van añadiendo centímetros o materiales en función de la comparación de resultados que se van analizando.

La generación de esta herramienta con un modelo simplificado permite analizar el transporte de radiación en un blindaje heterogéneo tipo sándwich como el de la Figura 7-1, pudiendo extrapolar las dimensiones y materiales seleccionados a modelos más complejos, satisfaciendo la necesidad de optimizar el blindaje.

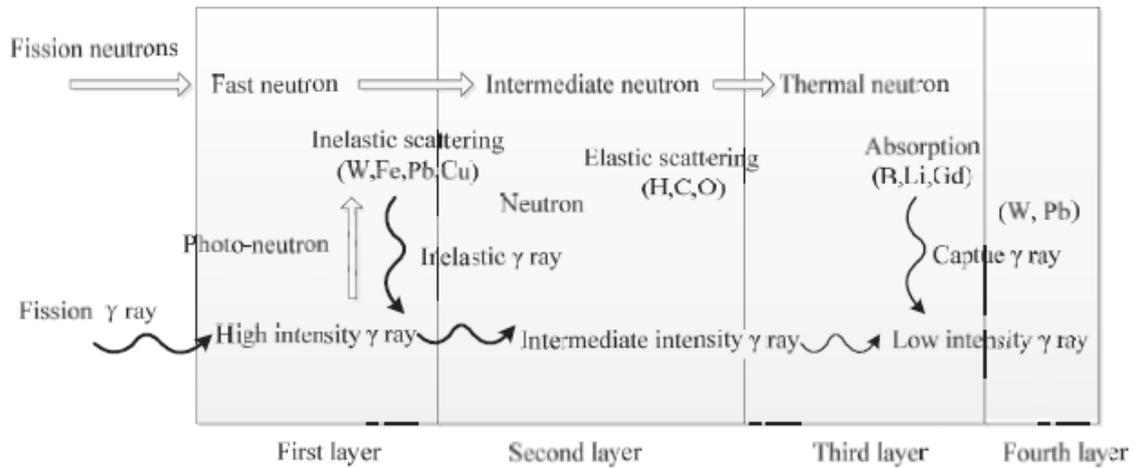


Figura 7-1: Interacciones de neutrones y gamma en un blindaje multicapa (95).

El algoritmo genético, que se basa en la selección natural, se utiliza ampliamente para resolver problemas de optimización. Funciona sobre una población de “individuos” y modifica las potenciales soluciones confiando en operadores inspirados por la Naturaleza tales como, mutaciones, cruces y selecciones. Después de sucesivas generaciones, la población “evoluciona” hacia la solución optimizada.

A la hora de optimizar un material de blindaje multicapa ligero y compacto, la dosis que traspasa el blindaje es el principal parámetro porque podría variar en función de las relaciones entre espesores y materiales.

Se puede ver también como que la optimización permite que el peso y el volumen de material sean lo más pequeños posibles para una condición dada de dosis en el exterior del blindaje.

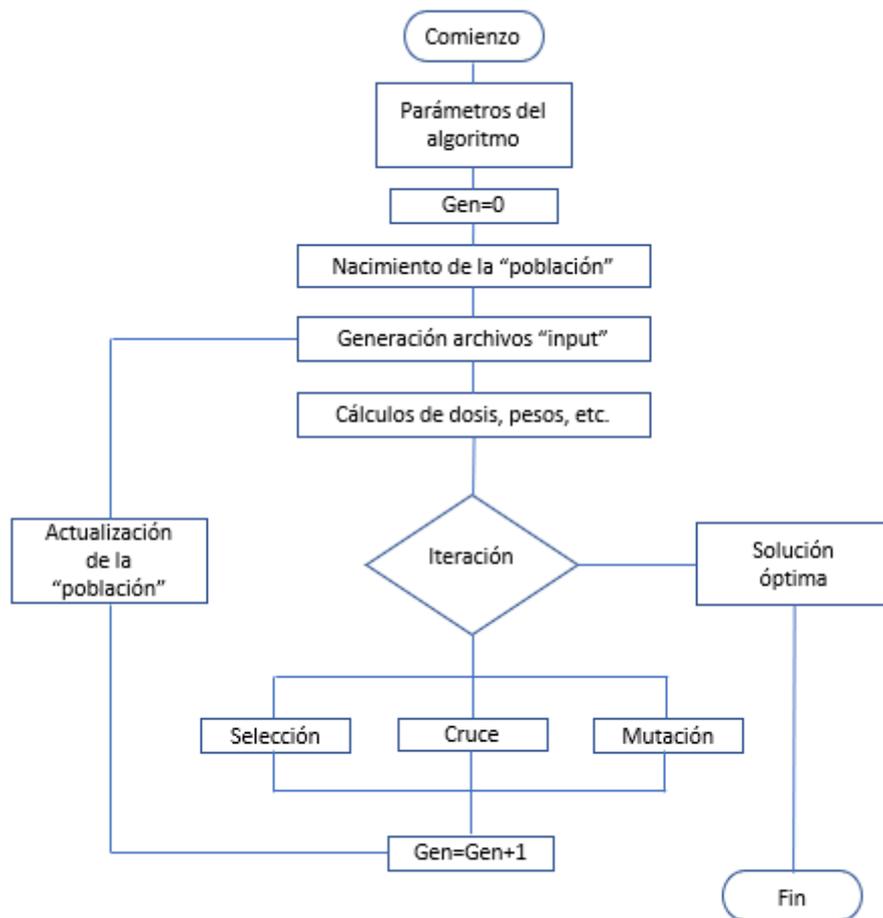


Figura 7-2: Diagrama de flujo de un algoritmo genético.

Comenzando en una generación inicial, el algoritmo genético produce otras generaciones mediante tres acciones: selección, cruces y mutaciones. La convergencia se caracteriza por la generación en la que todos los individuos son idénticos. La Figura 7-3 trata de representar cómo se utilizan las acciones para obtener un resultado final.

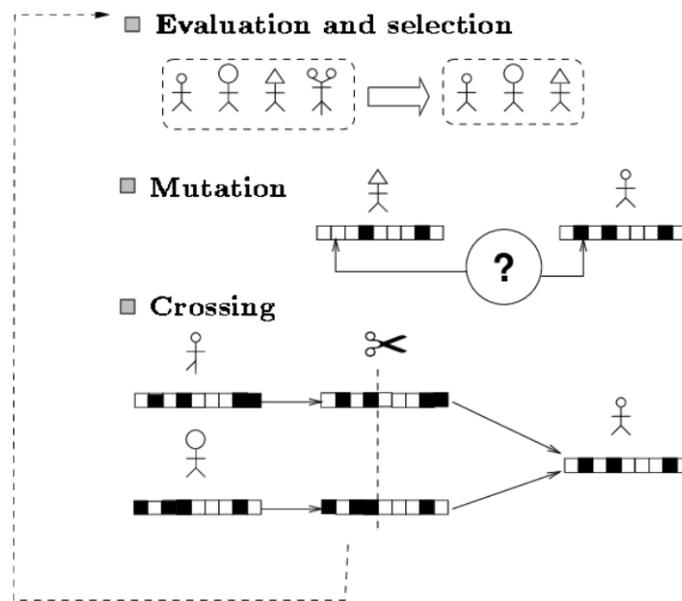


Figura 7-3: Esquema proceso selección población (96).

7.3. Desarrollo propietario

Desde el punto de vista de la aplicación práctica al problema concreto del blindaje, se trata de desarrollar una herramienta capaz de minimizar la dosis tras un blindaje mediante la modificación de parámetros tales como: radio, espesor, número de capas, composición del material, etc., todo ello para un término fuente dado.



Figura 7-4: Esquema en estudio.

Zhenping Chen aplica una metodología equivalente a la optimización del blindaje del reactor del buque Savannah (97).

En función del criterio de optimización, peso, volumen o dosis, obtiene diferentes combinaciones de materiales.

En la Figura 7-5 presentada a continuación se puede observar el tipo de resultados obtenidos en las fases iniciales de desarrollo del algoritmo de optimización de blindaje. En este caso el problema que se trataba de resolver consistía en una esfera hueca de hormigón en cuyo interior

se encontraba una fuente de fisión con espectro de Watt. Los parámetros Radio0 y Radio1 definen el espesor. Este espesor varía proporcionando el volumen necesario de hormigón para atenuar el flujo neutrónico.

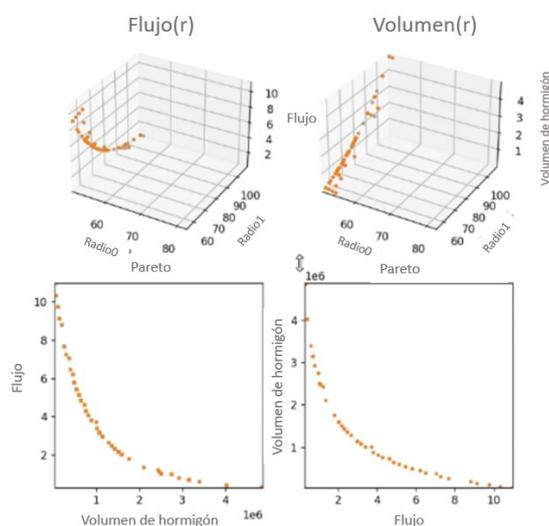


Figura 7-5: Resultados iniciales (98).

Incluyendo las restricciones adecuadas, i.e. definiendo el parámetro en estudio, se puede llegar a obtener un modelo que optimiza las variables para conseguir que el valor optimizado del parámetro cumpla la restricción impuesta. En el caso estudiado en esta Tesis ese parámetro a optimizar es la dosis efectiva, pero podría haber sido otro tal como, el volumen, el peso, etc.

Las Figura 7-6 y Figura 7-7 representan una mínima parte del algoritmo desarrollado a raíz de esta Tesis y que actualmente se encuentra entre la propiedad intelectual de IDOM (código ISOT (IDOM Shielding Optimization Tool)) y que su estado de desarrollo se expondrá durante la reunión anual de la Sociedad Nuclear Española del presente año.

Merece la pena decir que está siendo utilizado para proyectos similares al planteado en esta Tesis, y que su implantación comercial va a contribuir a la descarbonización del transporte marítimo, ya que uno de los usos previstos ya en curso es la optimización del blindaje de reactores nucleares aplicables a buques comerciales.

```

os.system("python -m dos2unix Clear.sh Clear.sh")
os.system("bash Clear.sh")

INPUT =
OUTPUT =
OUTPUT2 =
#####
# setting the parameters to modify
#####
# Note: if the parameter vary to infinity the user should put a big number to simulate the infinity
Parameters = [
    # Parameter(name="Material_1", Type=str, group = 1, values = ['steel','air','concrete','Copper','water']), # <-> Parameter("Material", fl
    # Parameter(name="Material_2", Type=str, group = 1, values = ['steel','air','concrete','Copper','water']),
    # Parameter(name="Material_2", Type=float, group = 1, values = {1,3}),
    Parameter(name="Radius0", Type=int, group = 2, range_min=51, range_max=90),
    Parameter(name="Radius1", Type=int, group = 2, range_min=55, range_max=109)
]
#####
# setting the constraints
#####
Constraints = [
    Constraint(name="Constraint_1", parameters=['Radius0','Radius1'], equation = "p('Radius0')-p('Radius1')", operation= "<", category="Fatal")
    # Constraint(name="Constraint_1", parameters=['Flux','Radius1'], equation = "f('Flux')-2500", operation= "<")
]
#####
# selection of the code
#####
code = Code(name="MCNP", in_file_path=INPUT, out_file_path=OUTPUT2 , parallel=True, nb_threads=30, log = False)
# code= Code(name="SERPENT", in_file_path=INPUT, parallel=True, nb_threads=4, log = False)
# code= Code(name="TEST", in_file_path=INPUT, parallel=True, nb_threads=10, log = False)
#####
# Selection of the results
#####
ObFunctions = [
    ObFunction(name='n_Flux_cell_607',
               id=204,
               file_path=OUTPUT,
               elimination_value=1000000.0,
               dim=1,

```

Figura 7-6: Capturas algoritmo de optimización I.

```

python -m dos2unix Clear.sh Clear.sh")
bash Clear.sh")

#####
# he parameters to modify
#####
# the parameter vary to infinity the user should put a big number to simulate the infinity
= [
    Parameter(name="Material_1", Type=str, group = 1, values = ['3 0.930000','1 -1.204999998e-003','2 -2.300000','9 -1.023343','10 -11.35']),
    Parameter(name="Material_2", Type=str, group = 1, values = ['3 0.930000','1 -1.204999998e-003','2 -2.300000','9 -1.023343','10 -11.35']),
    Parameter(name="Material_3", Type=str, group = 1, values = ['3 0.930000','1 -1.204999998e-003','2 -2.300000','9 -1.023343','10 -11.35']),
    Parameter(name="Radius0", Type=int, group = 2, range_min=51, range_max=149),
    Parameter(name="Radius1", Type=int, group = 2, range_min=51, range_max=149),
    Parameter(name="Radius2", Type=int, group = 2, range_min=51, range_max=149),
    Parameter(name="Radius3", Type=int, group = 2, range_min=51, range_max=149)
]
#####
# he constraints
#####
= [
    Constraint(name="Constraint_1", parameters=['Radius0','Radius1'], equation = "p('Radius0')-p('Radius1')", operation= "<", category="Fatal"),
    Constraint(name="Constraint_1", parameters=['Radius1','Radius2'], equation = "p('Radius1')-p('Radius2')", operation= "<", category="Fatal"),
    Constraint(name="Constraint_1", parameters=['Radius2','Radius3'], equation = "p('Radius2')-p('Radius3')", operation= "<", category="Fatal"),
    Constraint(name="Constraint_1", parameters=['Radius0'], equation = "p('Radius0')-90", operation= "<", category="Std"),
    Constraint(name="Constraint_1", parameters=['Radius3'], equation = "p('Radius3')-145", operation= "<", category="Std")
]
#####
# of the code
#####
(name="MCNP", in_file_path=INPUT, out_file_path=OUTPUT2 , parallel=True, nb_threads=60, log = False)
# (name="SERPENT", in_file_path=INPUT, parallel=True, nb_threads=4, log = False)
# (name="TEST", in_file_path=INPUT, parallel=True, nb_threads=10, log = False)
#####
# of the results
#####
= [
    ObFunction(name='n_Flux_cell_607',

```

Figura 7-7: Capturas algoritmo de optimización II.

La aplicación del código ISOT junto con el criterio adquirido en el desarrollo de esta Tesis, han permitido obtener un modelo de blindaje de capas concéntricas representado en la Figura 7-8.

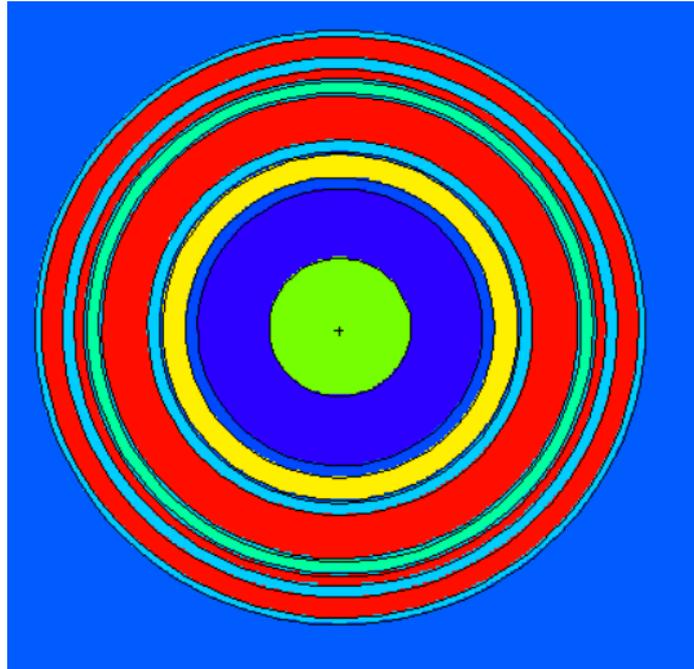


Figura 7-8: Modelo de capas del blindaje de NAVAL I.

En esta Figura 7-8 se aprecian del centro hacia afuera:

- En color verde el núcleo homogeneizado,
- En azul añil, el agua de refrigeración,
- En azul índigo, la vasija,
- En amarillo, al aislante térmico,
- En azul oscuro, una pequeña capa de aire.
- En azul claro, el acero del blindaje,
- En rojo, el agua de blindaje,
- Azul-verde-azul, el Plomo envuelto en dos capas de acero,
- En rojo, agua de blindaje,
- En azul claro, acero de blindaje,
- En rojo, agua de blindaje,
- Y finalmente, el acero del exterior del blindaje.

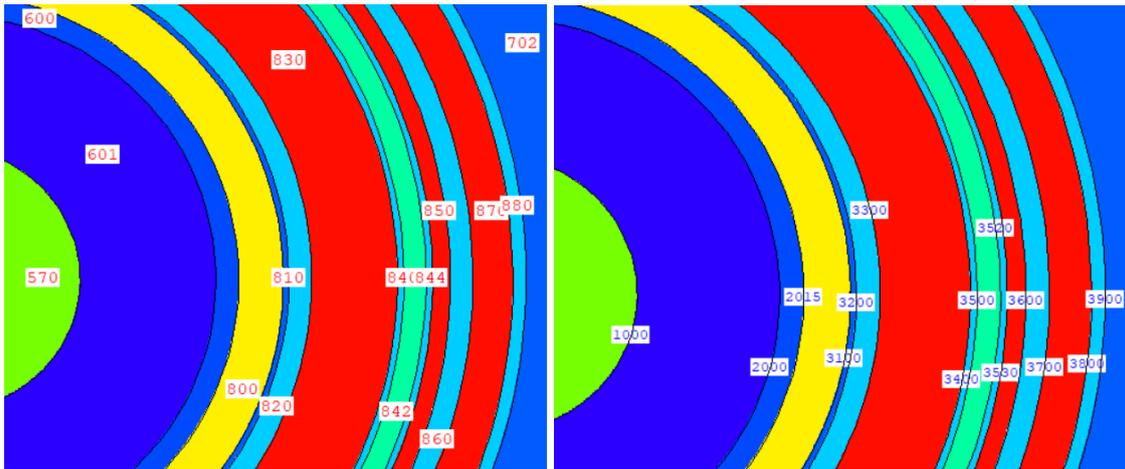


Figura 7-9: Modelo de capas del blindaje. Celdas y superficies. Anexo V.

Los detalles de celdas (números en rojo), materiales y superficies (número en azul) de la Figura 7-9 se pueden consultar en el Anexo V.

Una vez obtenida la disposición geométrica y de materiales optimizada, se aplica al modelo más realista de cara a afinar los resultados adaptados a la geometría concreta del NAVAL I, como se aprecia en la Figura 7-10.

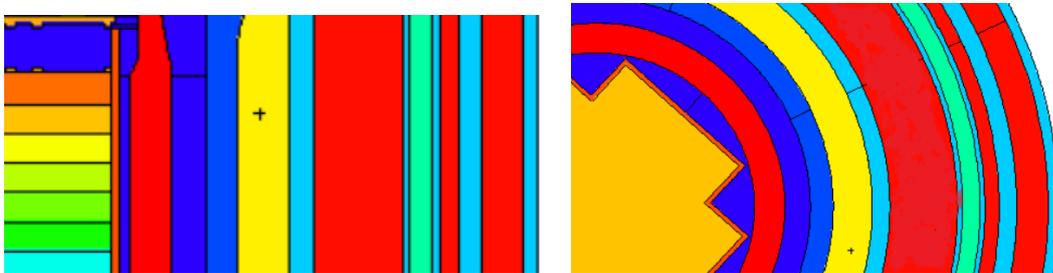


Figura 7-10: Modelo de capas del blindaje de NAVAL I.

8. RESULTADOS DEL TRANSPORTE DE RADIACIÓN

En el presente capítulo se exponen los resultados obtenidos para los diferentes modelos generados.

El modelo “Esfera” ha permitido obtener resultados para un modelo muy sencillo geoméricamente después de correr un gran número de casos. Esto ha permitido optimizar no solo los materiales y espesores, sino también el tiempo necesario para alcanzar una estadística fiable.

Mediante el modelo “Cilindro” se han incorporado los materiales y espesores del modelo anterior, permitiendo un avance en la complejidad geométrica del modelo y el conocimiento de la variación de las tasas de dosis. Como es de esperar, se demuestra que las tasas de dosis son algo inferiores a las del modelo “Esfera”, pero extrapolables y coincidentes en el orden de magnitud de los resultados en la zona más caliente.

Como último paso, se incorpora la estructura de capas obtenida mediante el modelo optimizado “Esfera” y extrapolada al modelo “Cilindro” al modelo NAVAL I, centrándose los resultados expuestos a continuación en las simulaciones de este modelo en concreto.

Cada imagen y resultado mostrado corresponde al 100% de la potencia operativa se han obtenido usando Paraview (99). Para tener en cuenta los mapas de tasas de dosis y los valores del resto de las potencias operativas, se debe realizar un ajuste de acuerdo con la intensidad de cada neutrón o fotón.

8.1. NOS-01

8.1.1. Simulación

Tabla 8-1 muestra los parámetros utilizados en el caso NOS-01.

Tabla 8-1: Parámetros de simulación para NOS-01 Neutrones.

Parámetro	Valor
Tipo de problema	n
Corte de fisiones	ON
Reducción de varianza	Weight window
Historias	5,8E+09
Analista	CHO

Tabla 8-2: Parámetros de simulación para NOS-01 Fotonos.

Parámetro	Valor
Tipo de problema	n y acoplado
Corte de fisiones	ON
Reducción de varianza	Weight window
Historias	9E+09
Analista	CHO

8.1.2. Resultados de dosis por neutrones

En la Figura 8-1 presentada a continuación se observan las similitudes en resultados entre los modelos “esfera” y “cilindro”, siendo ligeramente inferiores en el caso del modelo “cilindro” debido a la mayor atenuación lineal por el cambio de forma. Análogamente, los resultados para el NAVAL I se encuentran también en un orden de magnitud similar. Dado que el término fuente es el mismo, y que el blindaje primario también está constituido por espesores equivalentes de los mismos materiales, la contribución a la dosis en el exterior del blindaje primario es muy similar.

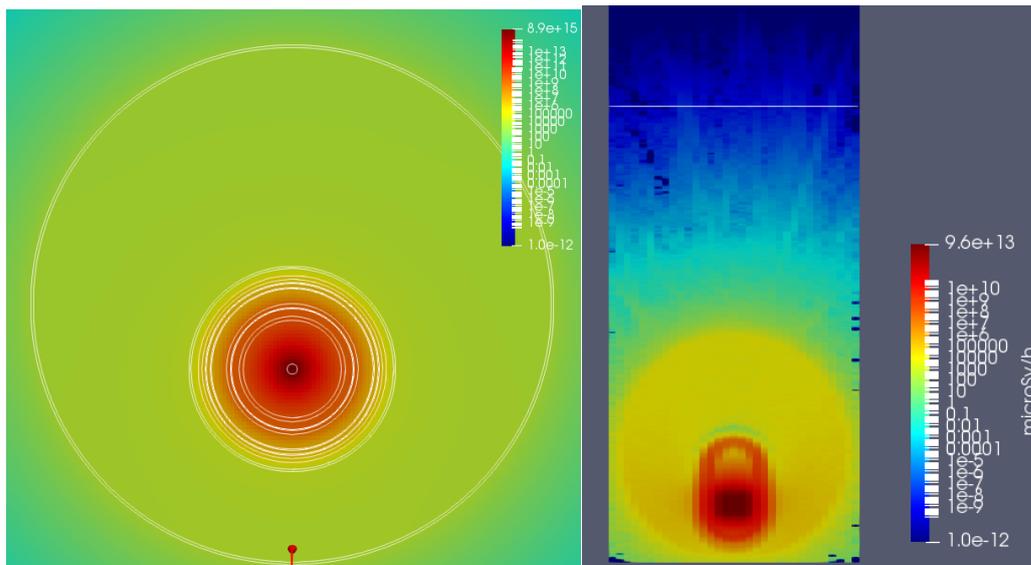


Figura 8-1: Mapa de dosis neutrones.

A continuación se observan diferentes vistas de la contribución de dosis para el modelo NAVAL I.

- Dosis de neutrones en el plano YZ.

Las Figura 8-2 y Figura 8-3 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano YX respectivamente.

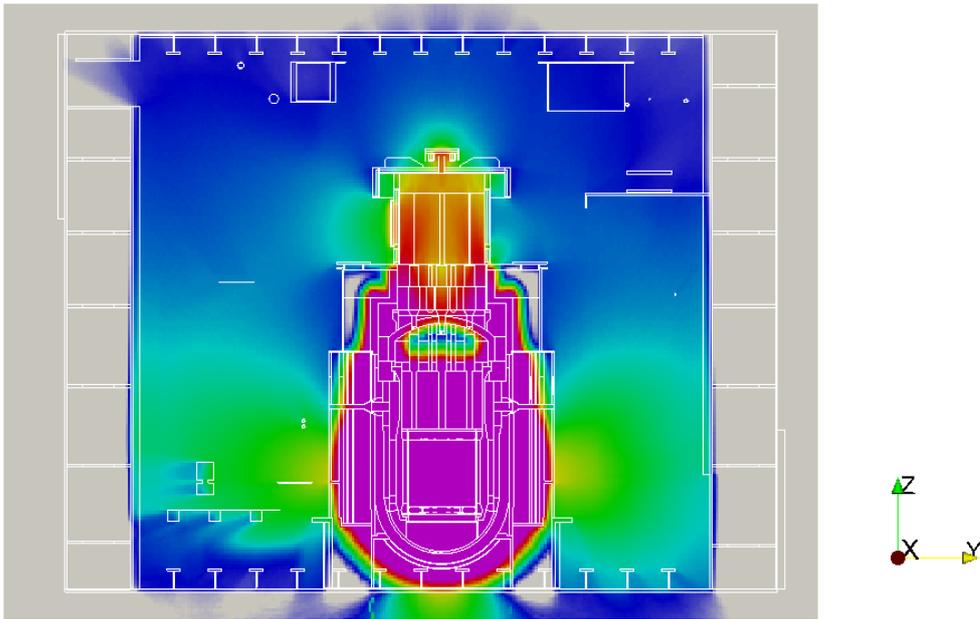


Figura 8-2: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano. ECCS. NOS-01.

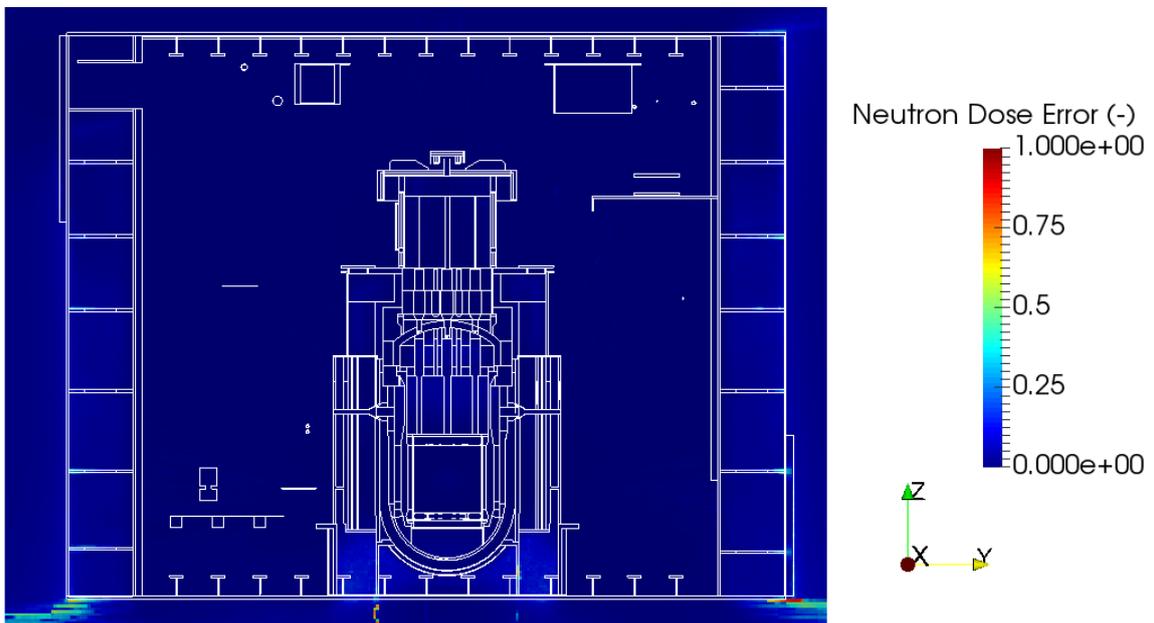


Figura 8-3: Dosis de neutrones error relativo $<0,022$ [-]. YZ Plano. ECCS. NOS-01.

- Dosis de neutrones en el plano XZ, $Y=0$.

Las Figura 8-4 y Figura 8-5 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano XZ $Y=0$ respectivamente.

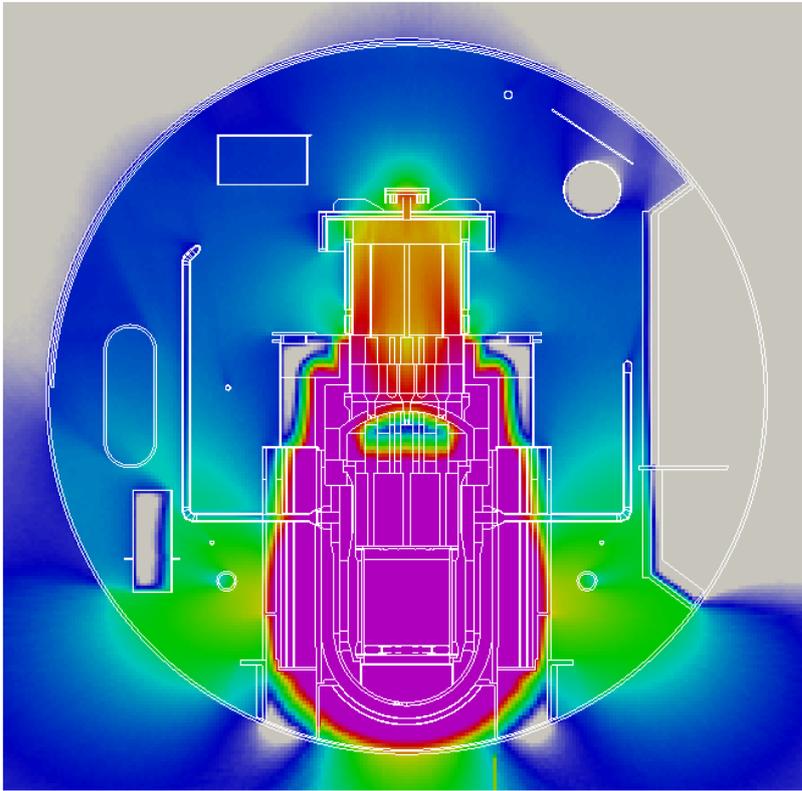


Figura 8-4: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, $Y=0$. NOS-01.

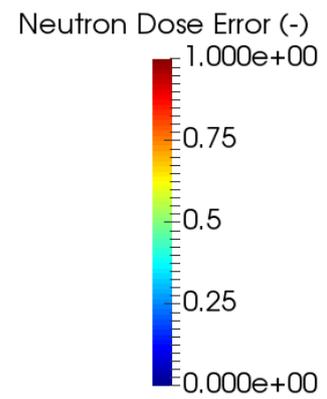
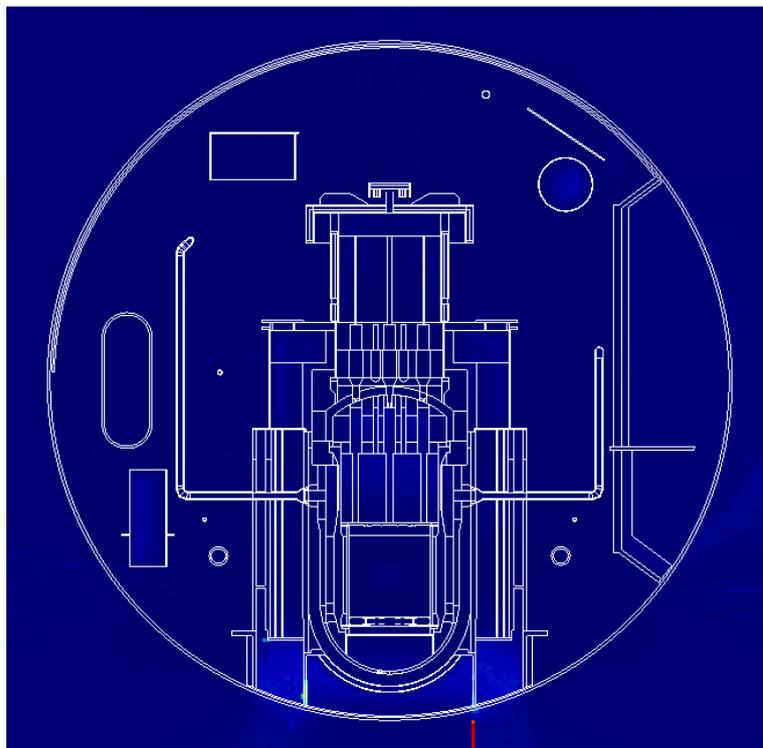


Figura 8-5: Dosis de neutrones error relativo $<0,044$ [-]. XZ Plano, $Y=0$. NOS-01.

- Dosis de neutrones en el plano XZ, Y=-440.

Las Figura 8-6 y Figura 8-7 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano XZ Y=-440 respectivamente.

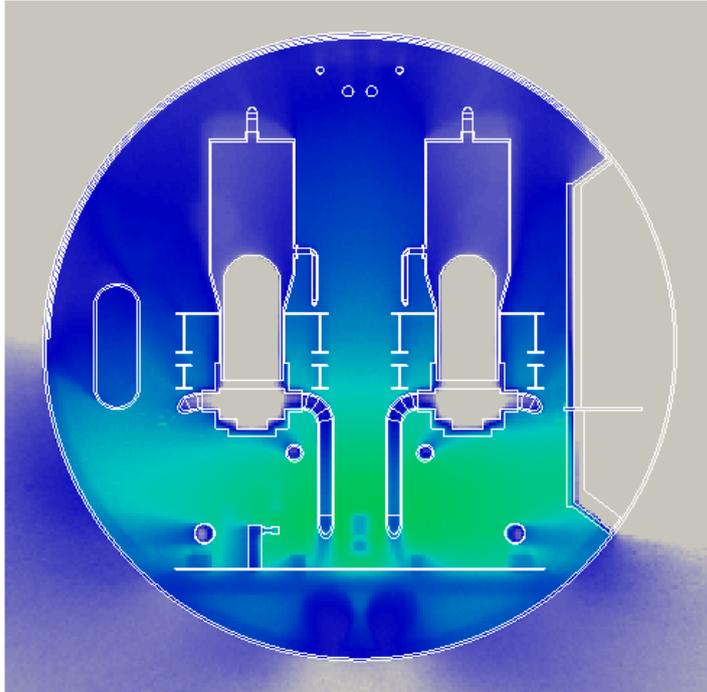


Figura 8-6: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01.

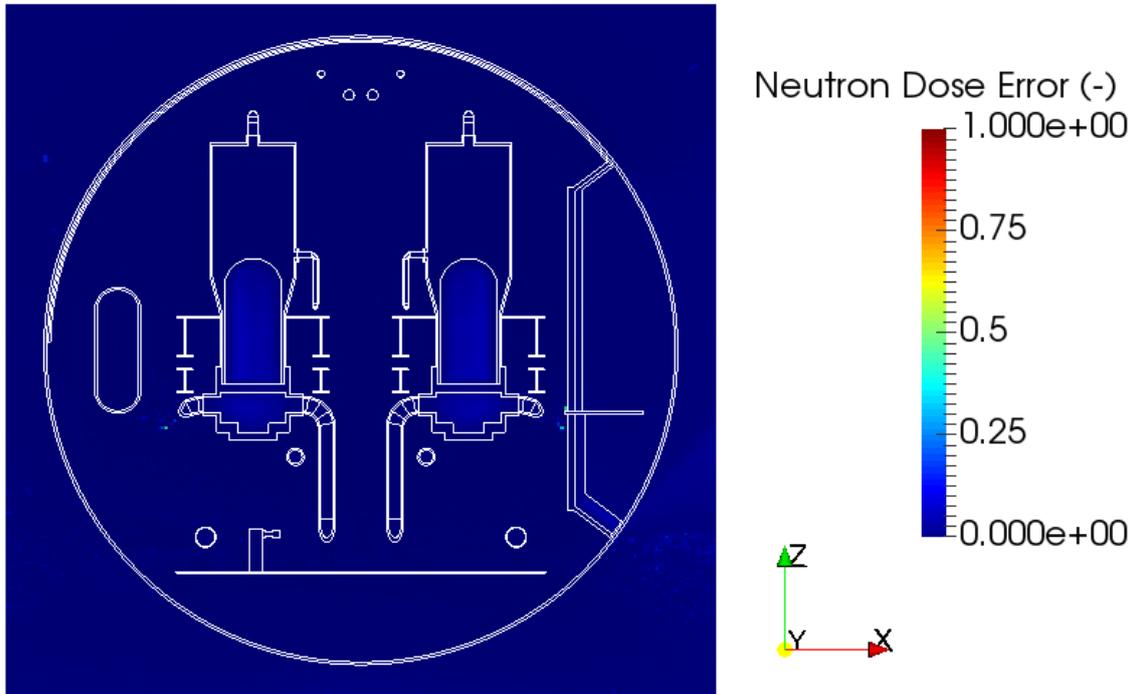


Figura 8-7: Dosis de neutrones error relativo <0,090 [-]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01.

- Dosis de neutrones en el plano Z=220.

Las Figura 8-8 y Figura 8-9 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano XY respectivamente.

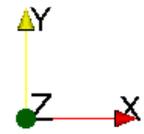
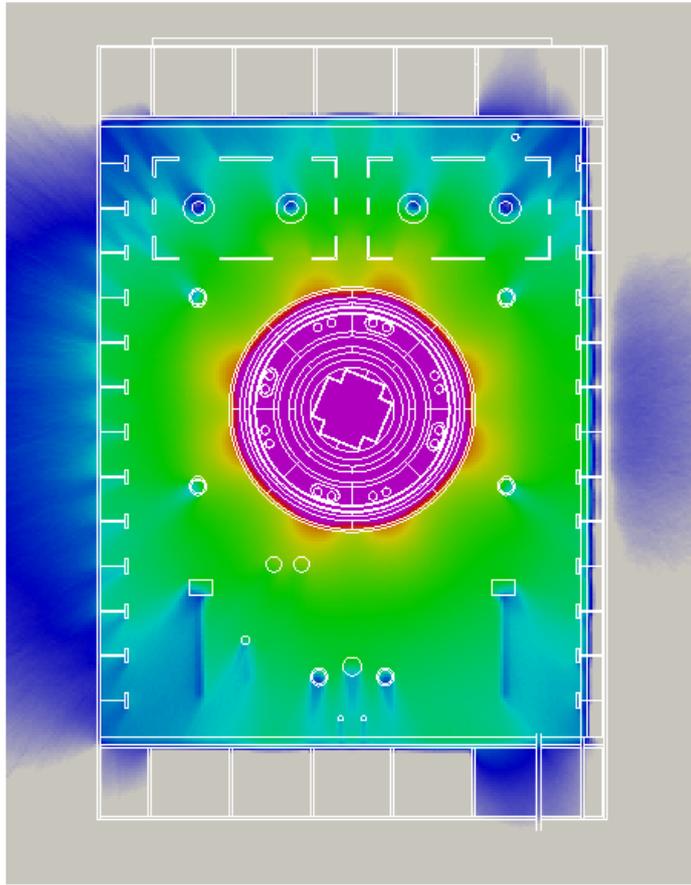


Figura 8-8: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01.

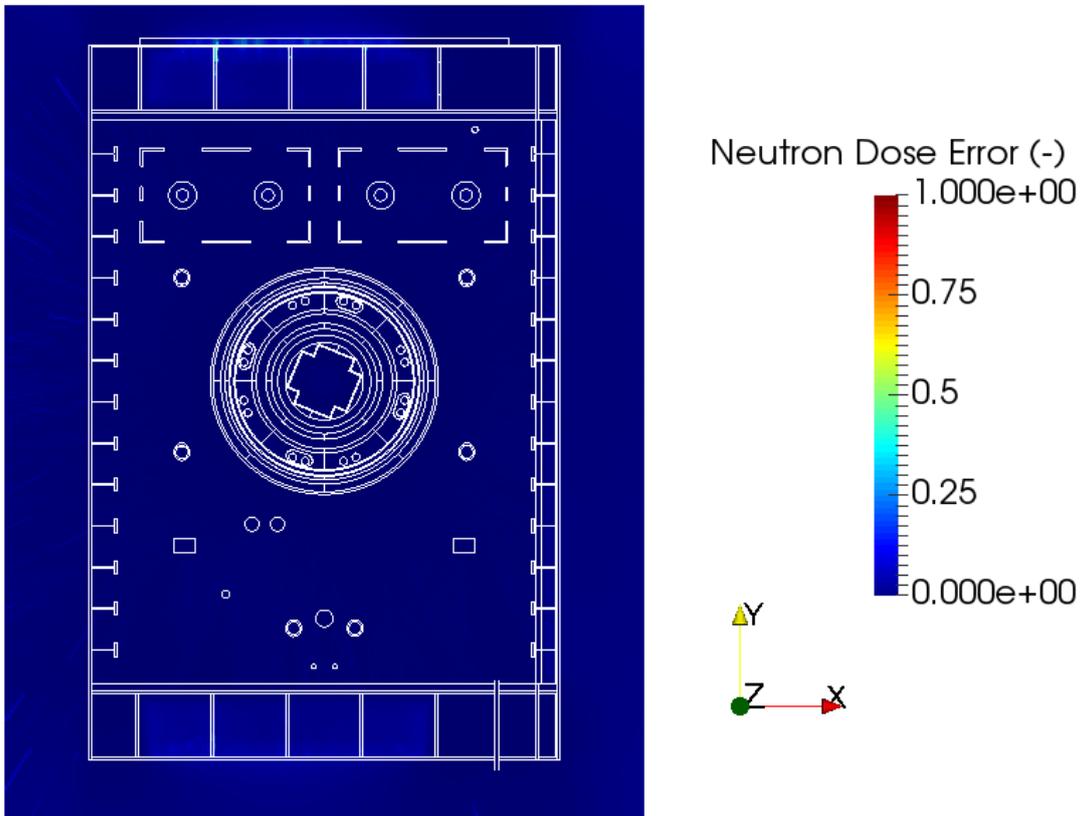


Figura 8-9: Dosis de neutrones error relativo [-]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01.

- Dosis de neutrones en el plano Z=330.

Las Figura 8-10 y Figura 8-11 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano XY respectivamente.

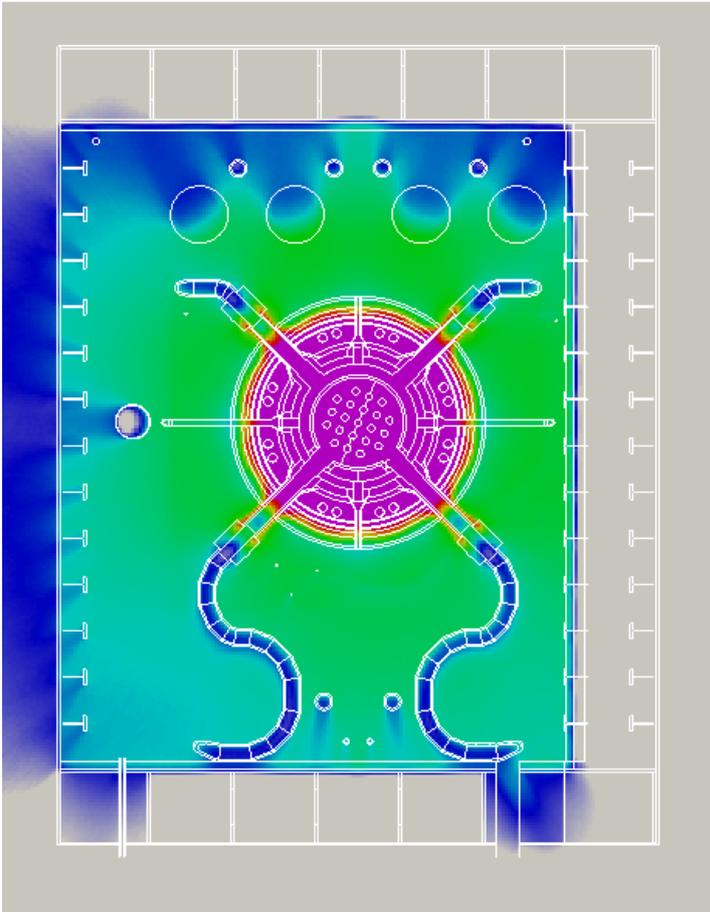


Figura 8-10: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01.

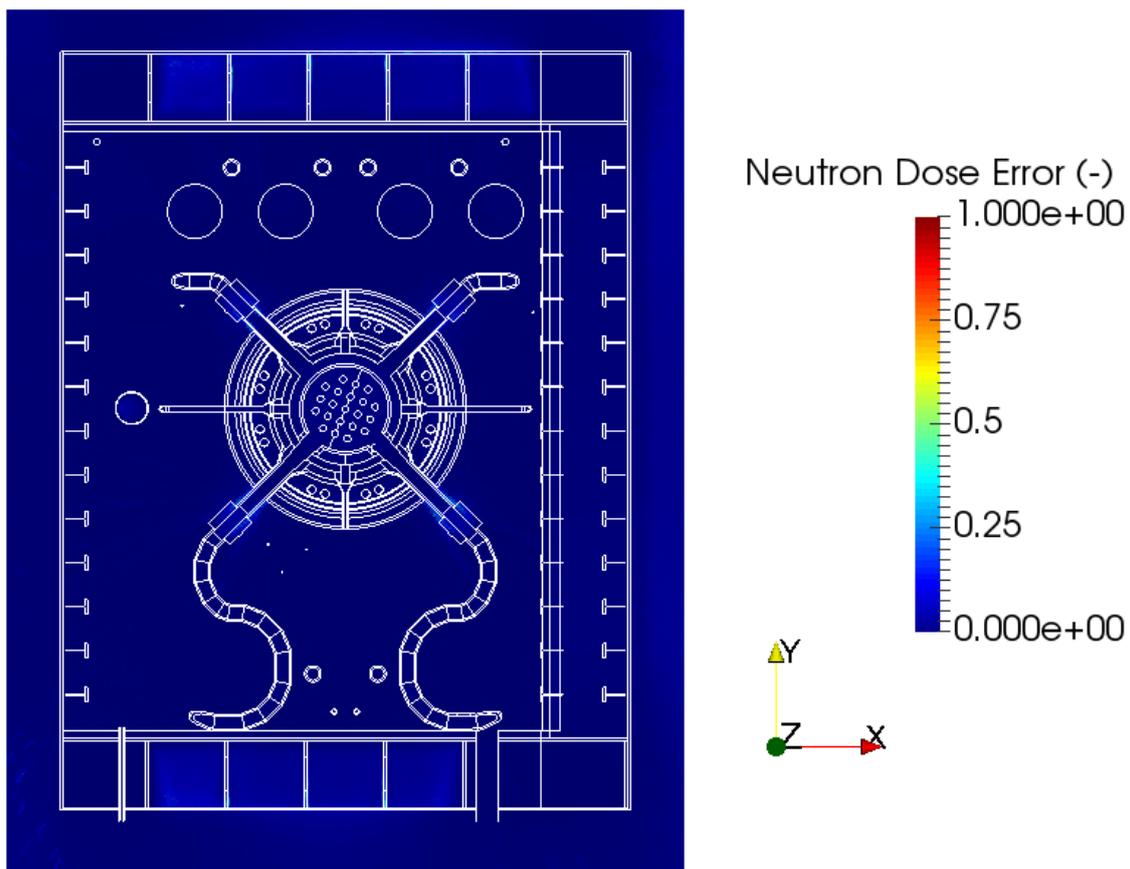


Figura 8-11: Dosis de neutrones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01.

8.1.3. Resultados de dosis por radiación gamma

A continuación se realiza una comparación de resultados entre diferentes modelos. En la Figura 8-12 se ha simulado el modelo “esfera” pero únicamente envuelto por dos capas de Plomo y una de agua. En la siguiente Figura 8-13 se han utilizado las capas optimizadas. Entre ambas figuras se puede observar la existencia de una diferencia de al menos dos órdenes de magnitud, lo que ya demuestra que el blindaje tipo “sándwich” es más adecuado que la inclusión de menos capas de mayor espesor.

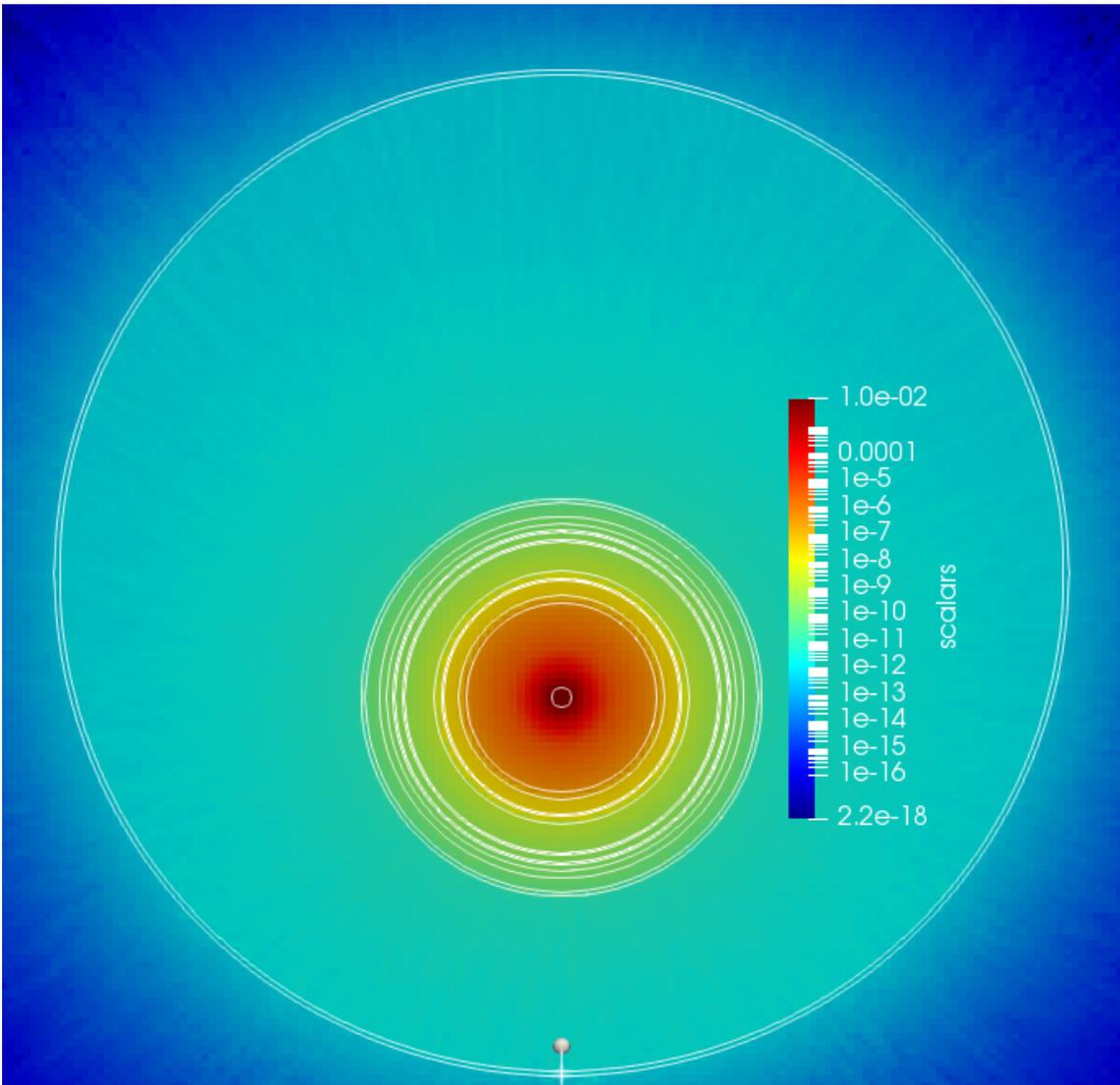


Figura 8-12: Dos capas de Plomo y una de agua.

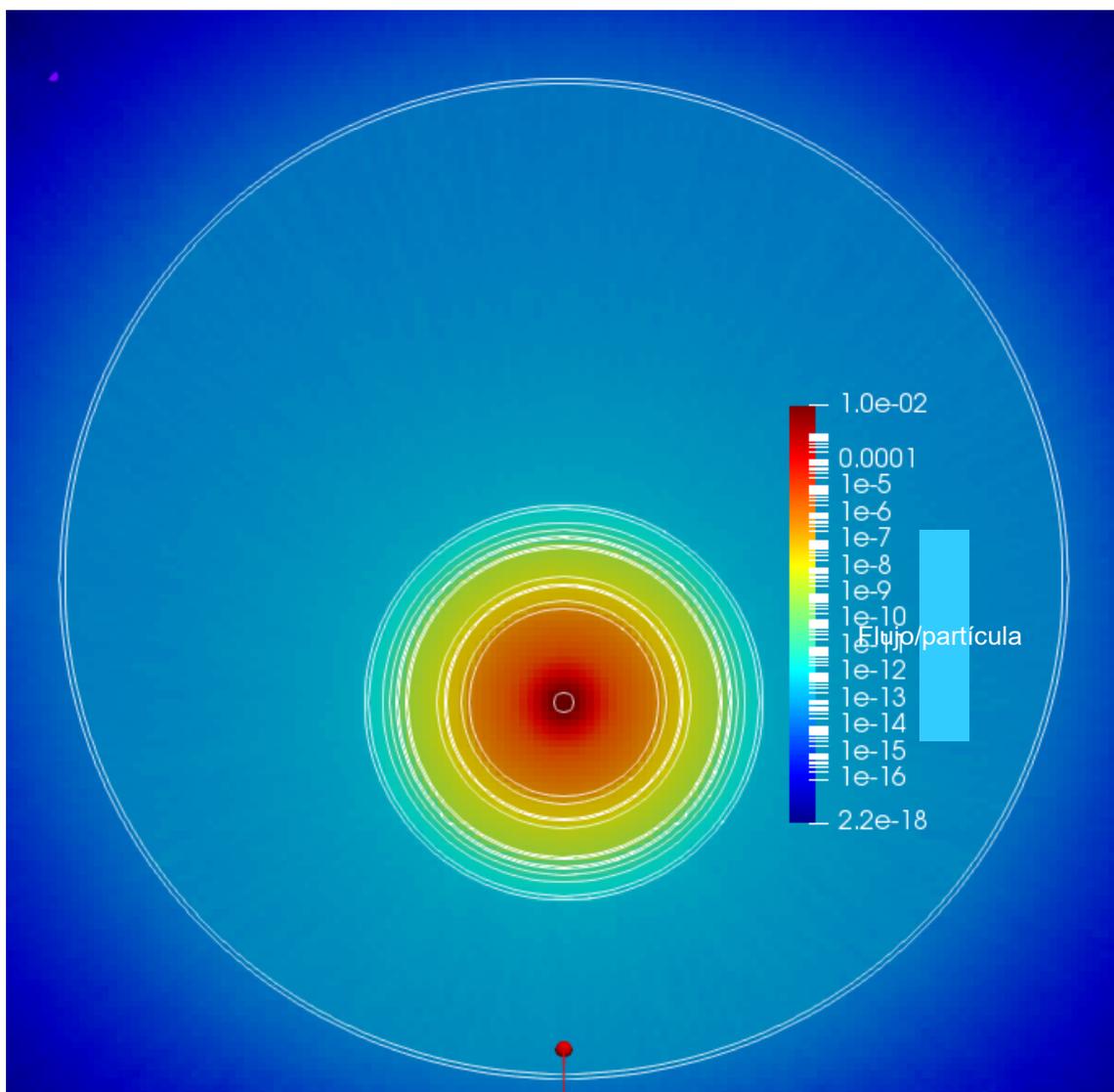


Figura 8-13: Modelo simplificado.

En las Figura 8-14 y Figura 8-15 se ha simulado el modelo “cilindro” únicamente con dos capas de Plomo y una de agua, de manera similar al modelo “esfera” de la Figura 8-12. La modificación geométrica realizada no influye de una forma drástica en los resultados obtenidos.

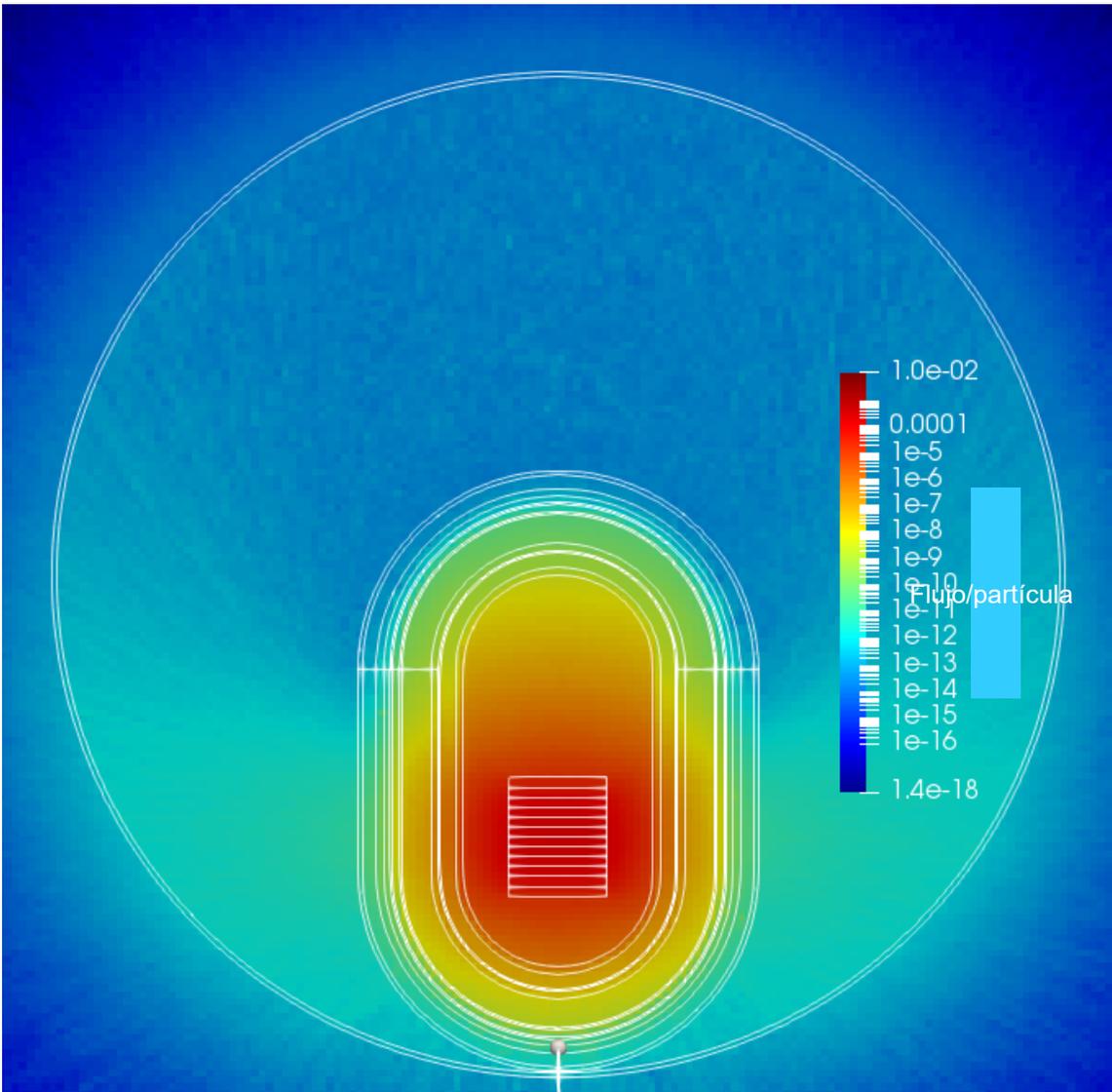


Figura 8-14: Mapa de dosis gamma.

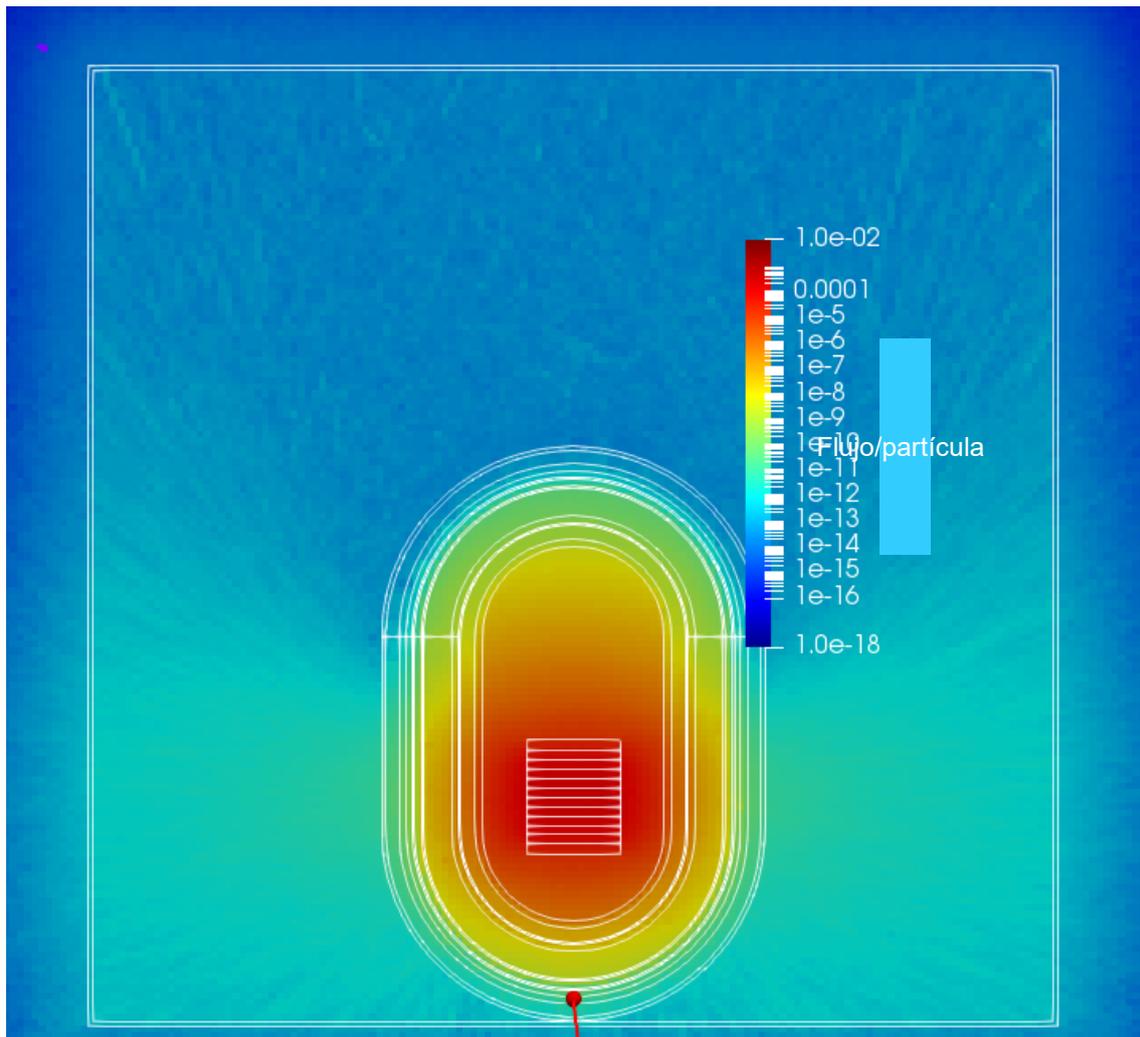


Figura 8-15: Mapa de dosis gamma.

En la imagen posterior (Figura 8-16) se obtienen los resultados de dosis para el modelo “esfera” y “cilindro” con el blindaje tipo “sándwich” optimizado rodeado por un cilindro de acero a modo de casco del submarino cuando se encuentra sumergido.

En la parte derecha de la figura se observa el detalle de los resultados obtenidos cuando el NAVAL I se encuentra sumergido bajo el agua. A pesar de que el modelo estadísticamente no está optimizado, se aprecia que los valores obtenidos por encima de 27 m de profundidad ya no se diferenciarían de la radiación de fondo, tomada esta como $0,02 \mu\text{Sv/h}$ (100).

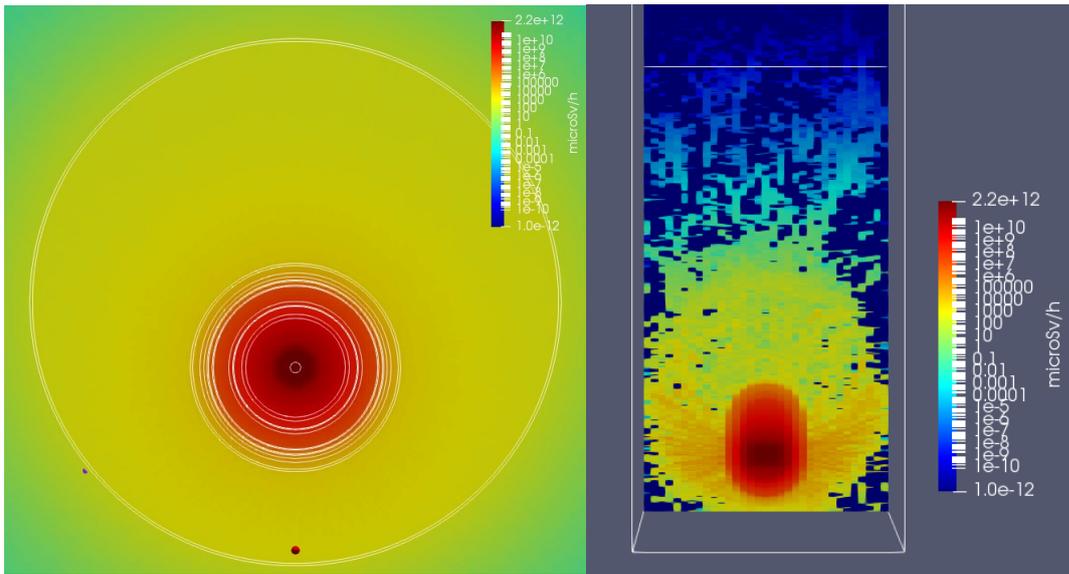


Figura 8-16: Mapa de dosis gamma modelo “Sumergido”.

Una vez optimizado el blindaje mediante los modelos simplificados, se procede a incluirlo en el modelo NAVAL I, cuyo análisis se muestra a continuación.

- Dosis de fotones en el plano YZ.

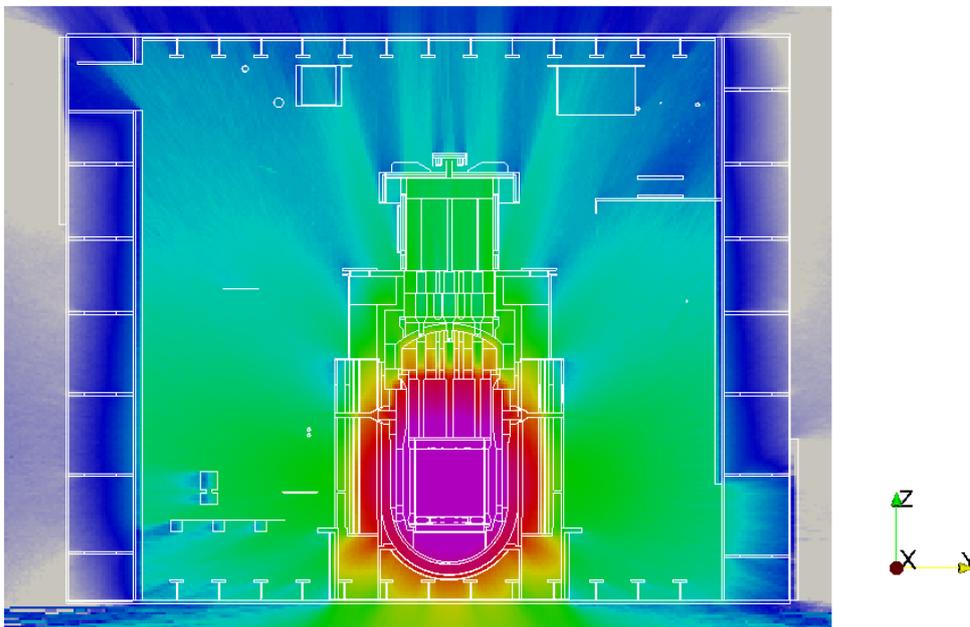


Figura 8-17 y Figura 8-18 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano YZ respectivamente.

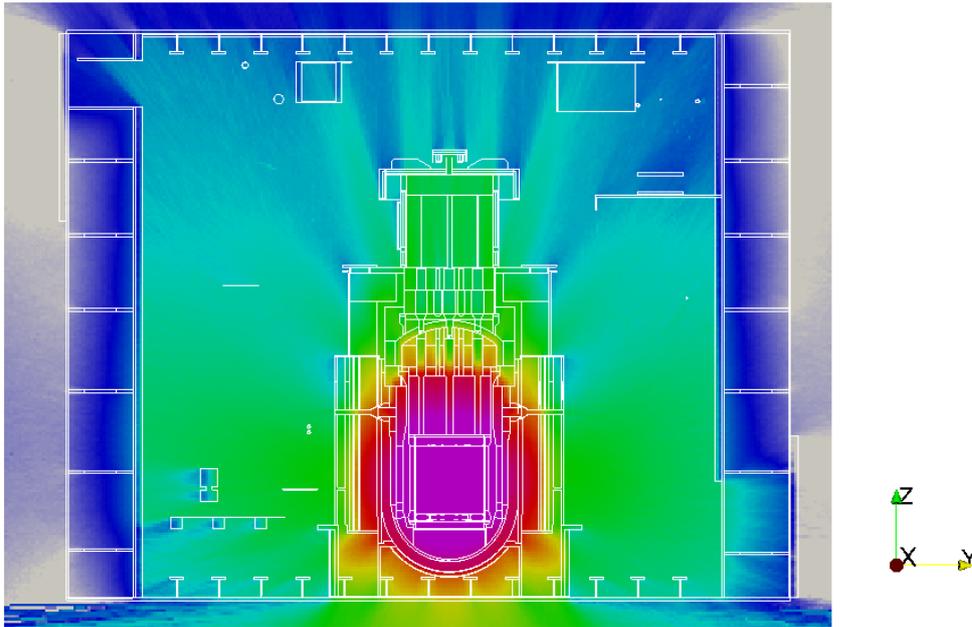


Figura 8-17: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano. ECCS. NOS-01.

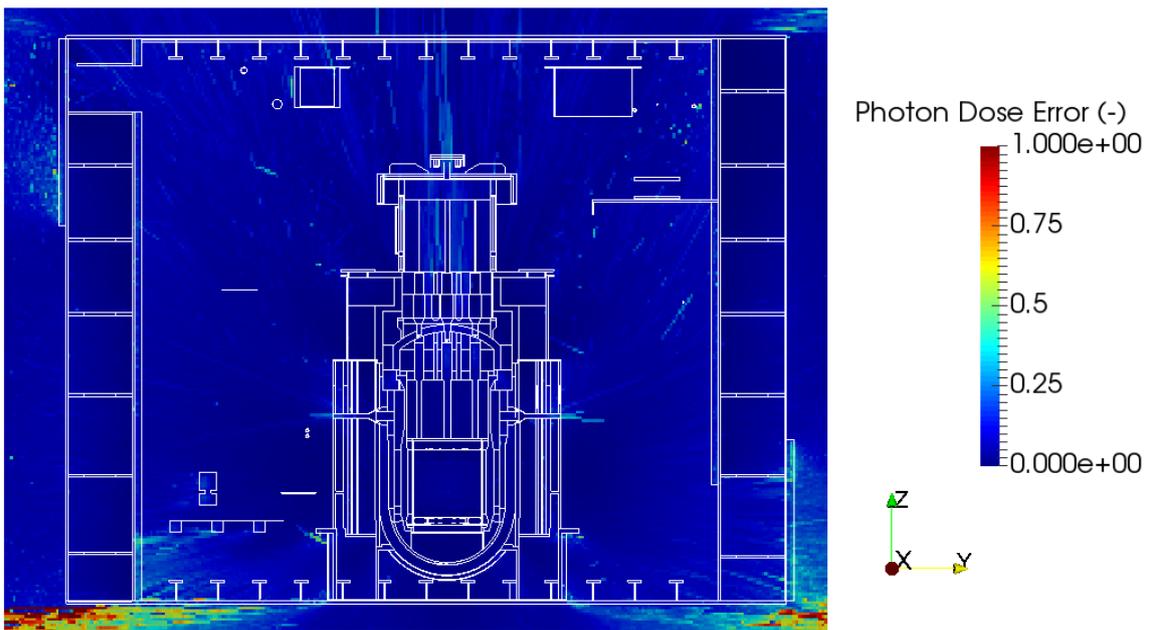


Figura 8-18: Dosis de fotones error relativo $<0,11$ [-]. YZ Plano. ECCS. NOS-01.

- Dosis de fotones en el plano XZ, $Y=0$.

Las Figura 8-19 y Figura 8-21 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano XY $Y=0$ respectivamente.

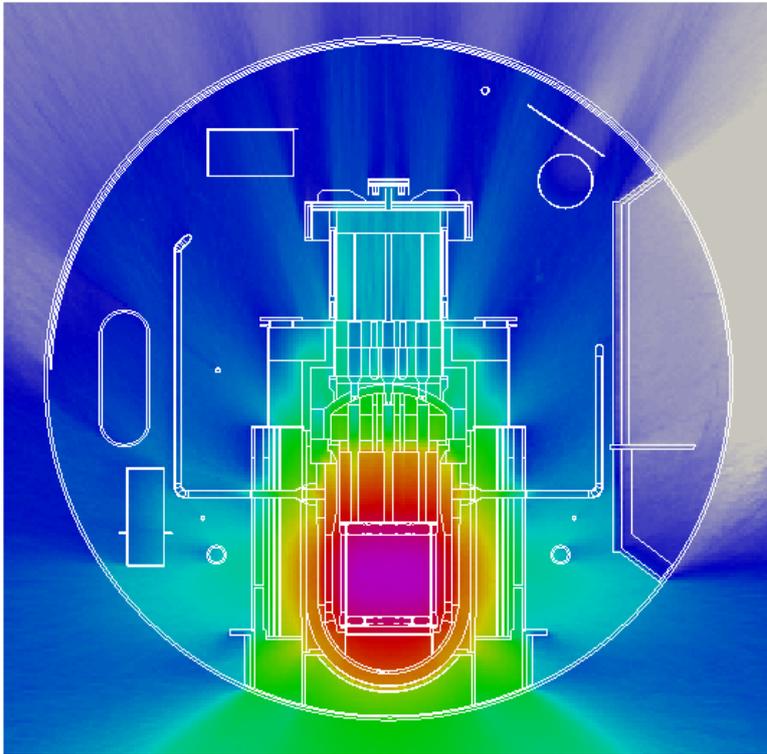


Figura 8-19: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano $Y=0$. Cross Section. NOS-01.

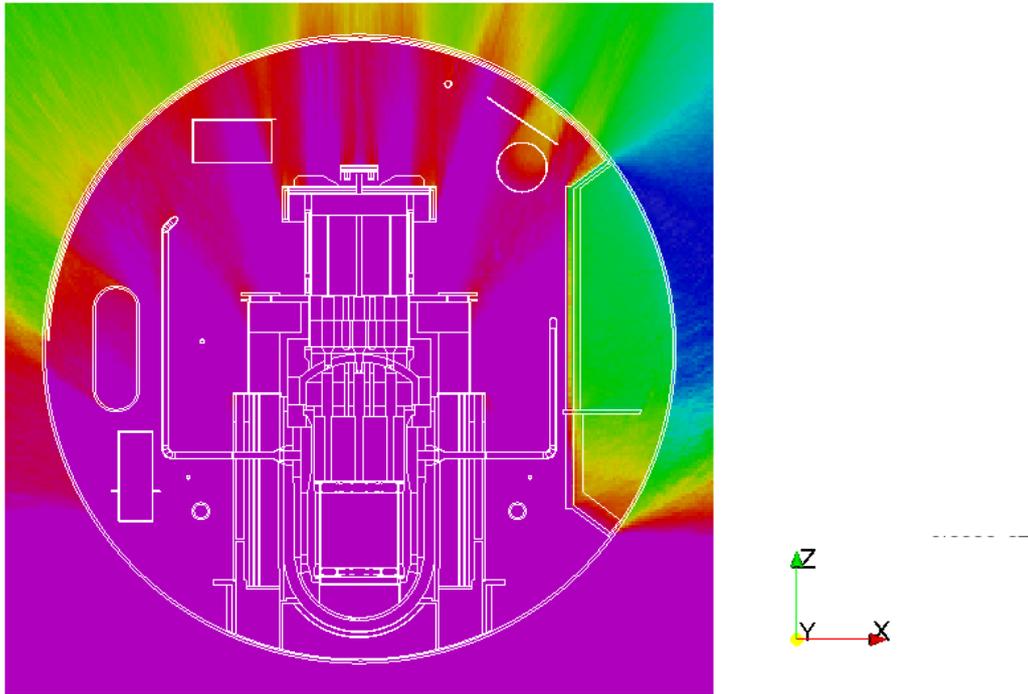


Figura 8-20: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. Detail dose restriction at the corridor. NOS-01.

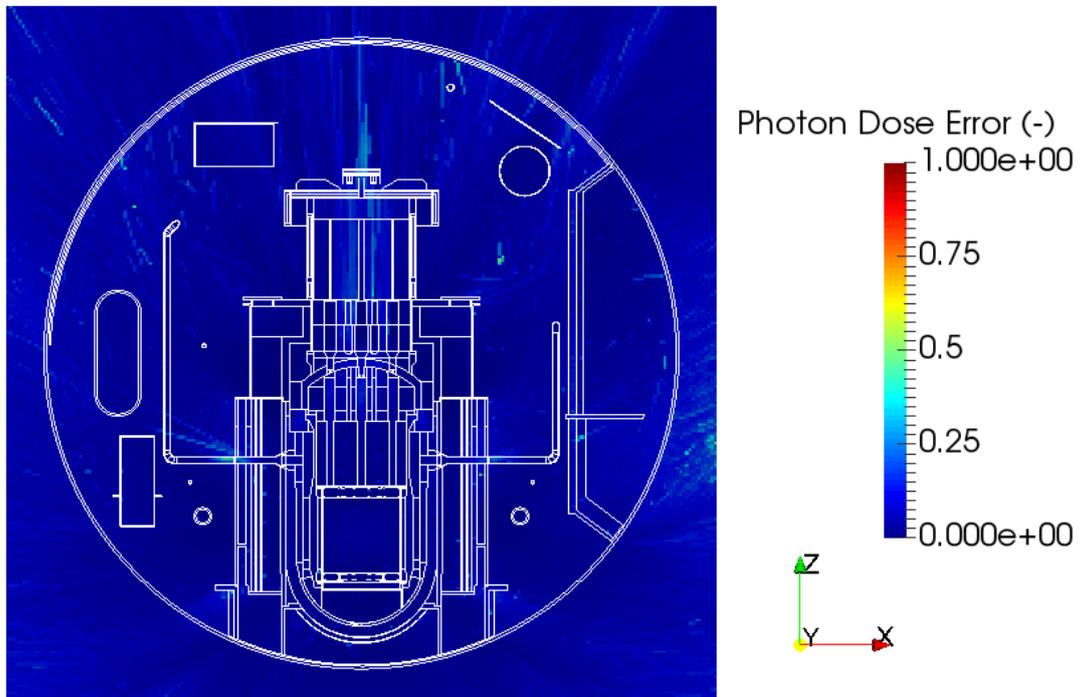


Figura 8-21: Dosis de fotones error relativo $<0,1$ [-]. XZ Plano, Y=0. NOS-01.

- Dosis de fotones en el plano XZ, Y=-440.

Las Figura 8-22 y Figura 8-24 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano XY Y=-440 respectivamente.

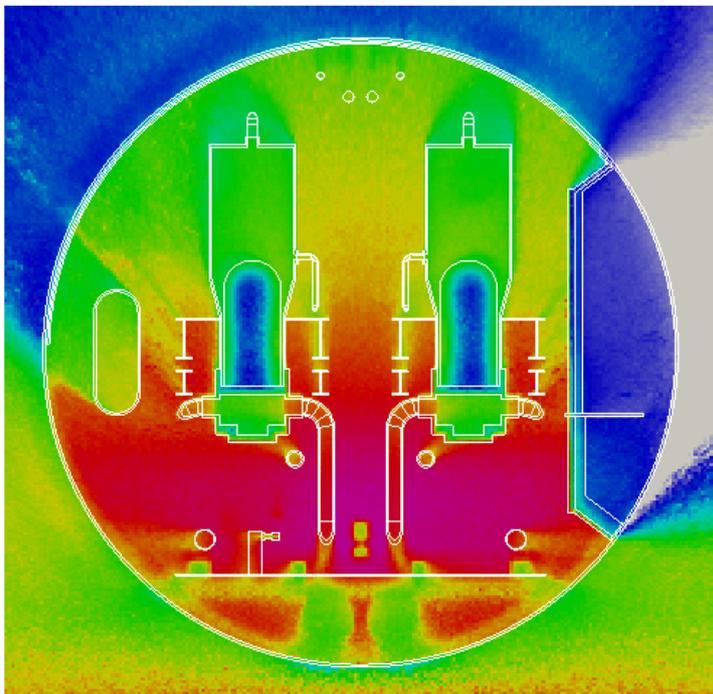


Figura 8-22: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01.

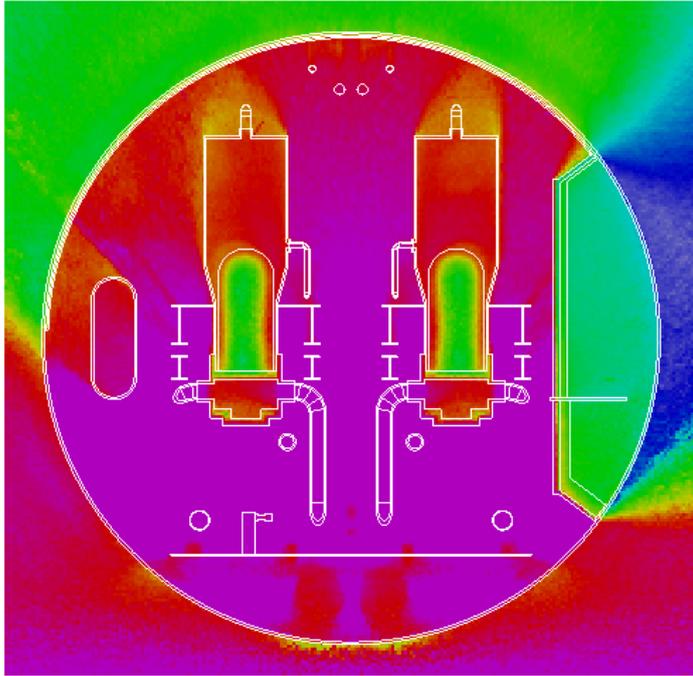


Figura 8-23: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, $Y=-440$. Detail dose restriction at the corridor. NOS-01.

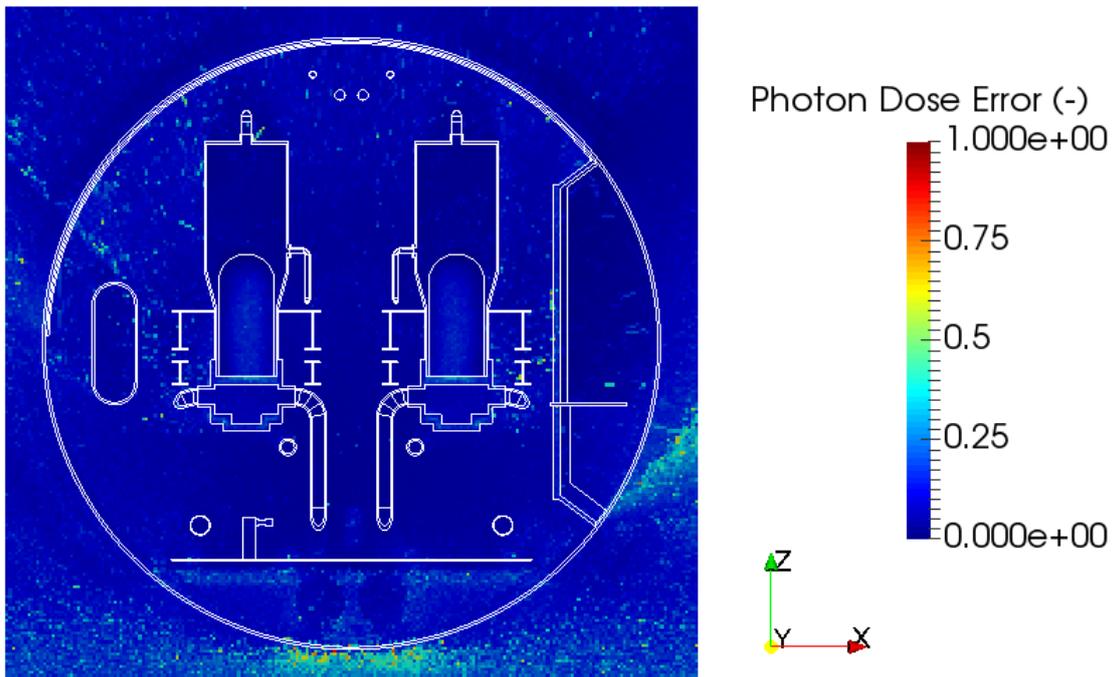


Figura 8-24: Dosis de fotones error relativo $<0,15$ [-]. XZ Plano, $Y=-440$. NOS-01.

- Dosis de fotones en el plano $Z=220$.

Las Figura 8-25 y Figura 8-26 muestran la dosis fotónica en el nodo 6 y el error relativo en un corte del plano XY respectivamente.

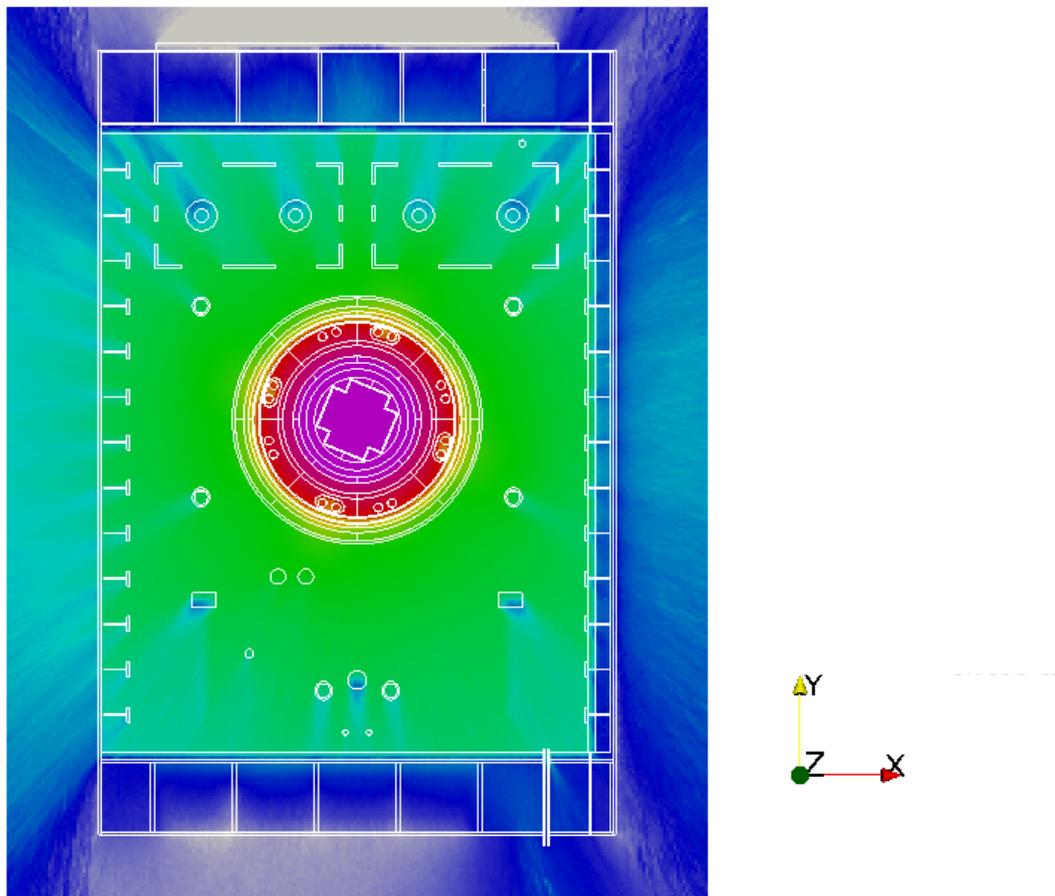


Figura 8-25: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01.

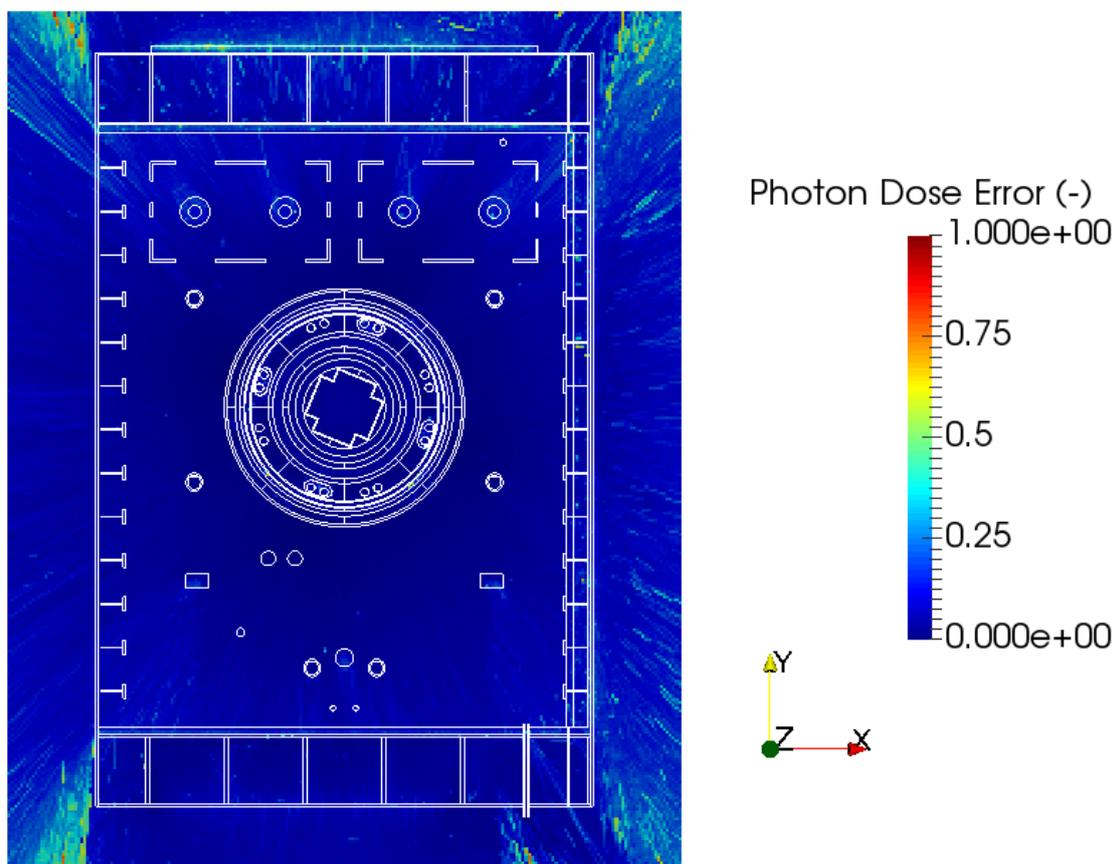


Figura 8-26: Dosis de fotones error [-]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01.

- Dosis de fotones en el plano Z=330.

Las Figura 8-27 y Figura 8-29 muestran la dosis fotónica en las toberas del circuito primario y el error relativo en un corte del plano XY respectivamente.

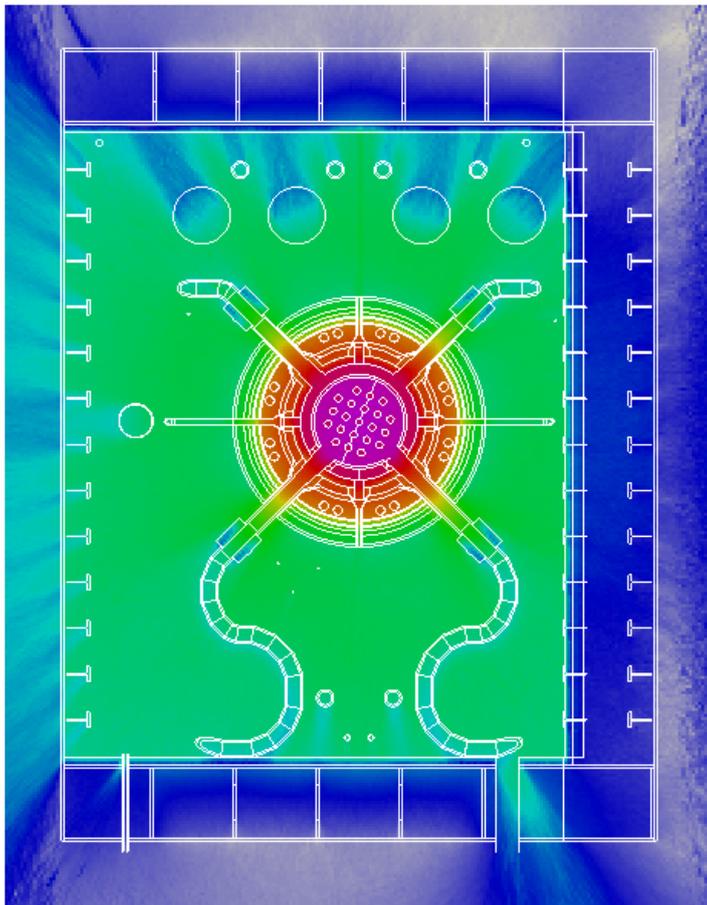


Figura 8-27: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01.

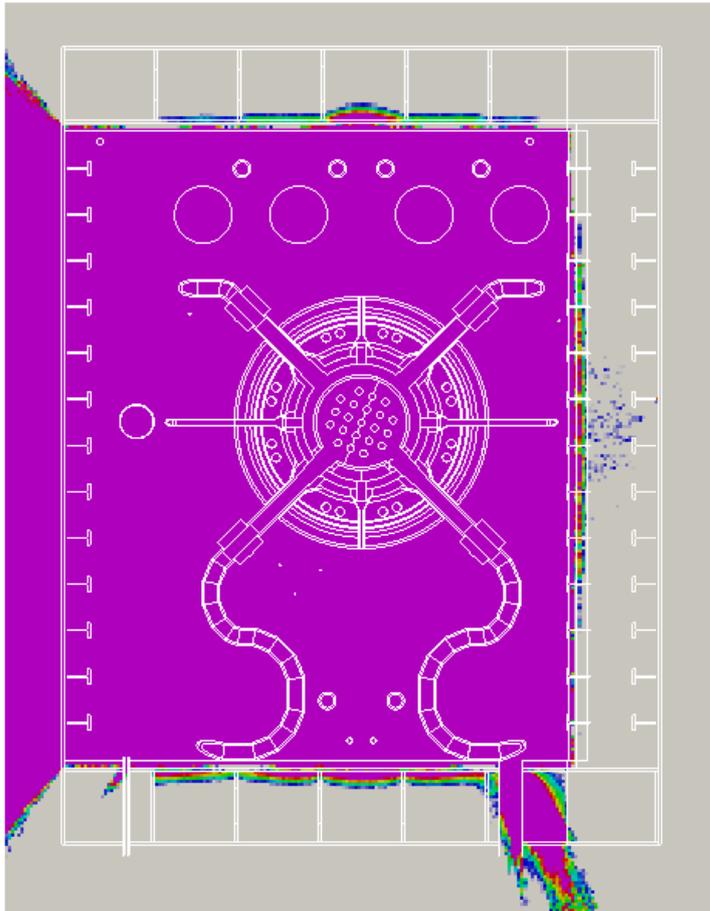


Figura 8-28: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. Detalle de dosis en el corredor. NOS-01.

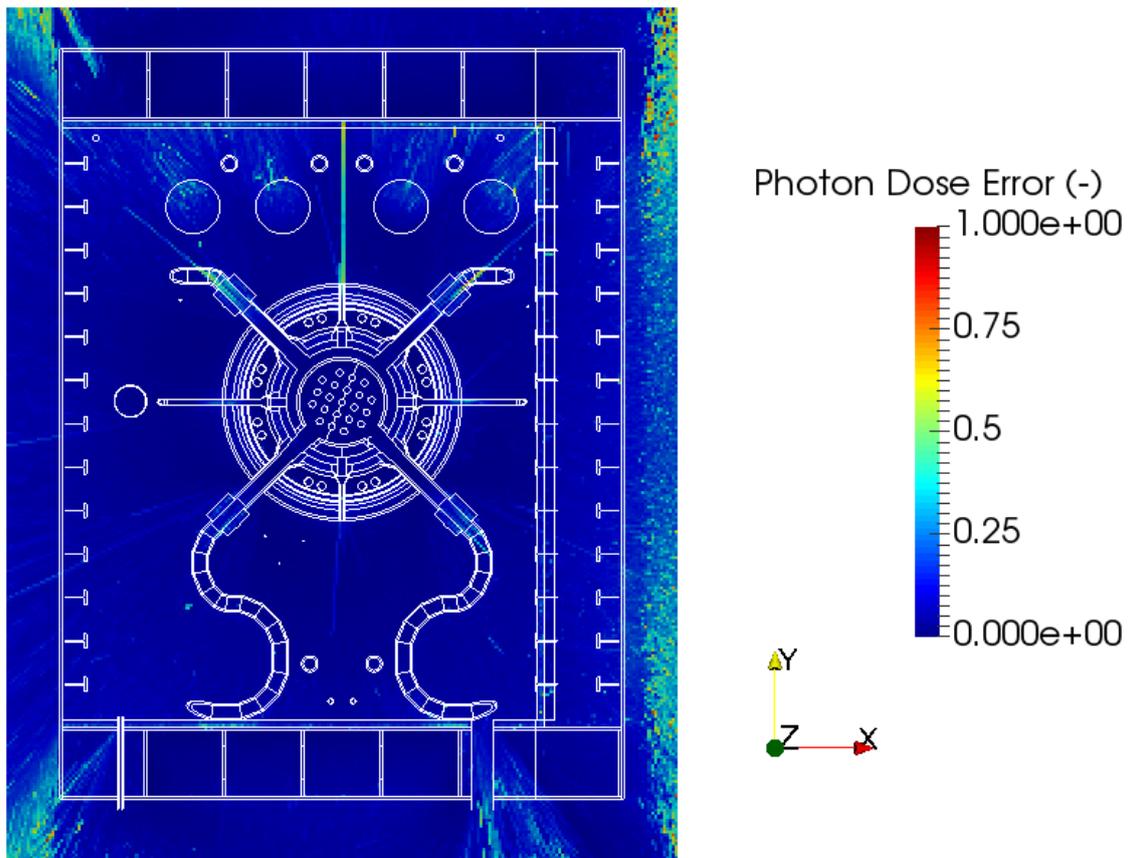


Figura 8-29: Dosis de fotones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01.

8.2. NOS-01B

8.2.1.Simulación

La Tabla 8-3 muestra los parámetros utilizados en el caso NOS-01B.

Tabla 8-3: Parámetros de simulación NOS-01B.

Parámetro	Value
Tipo de problema	γ
Corte de fisiones	OFF
Reducción de varianza	Weight window
Historias	7,7E+08
Analista	CHO

8.2.2.Resultados de dosis por neutrones

- Dosis de neutrones en el plano YZ X=0.

Las Figura 8-30 y Figura 8-32 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano YZ X=0 respectivamente.

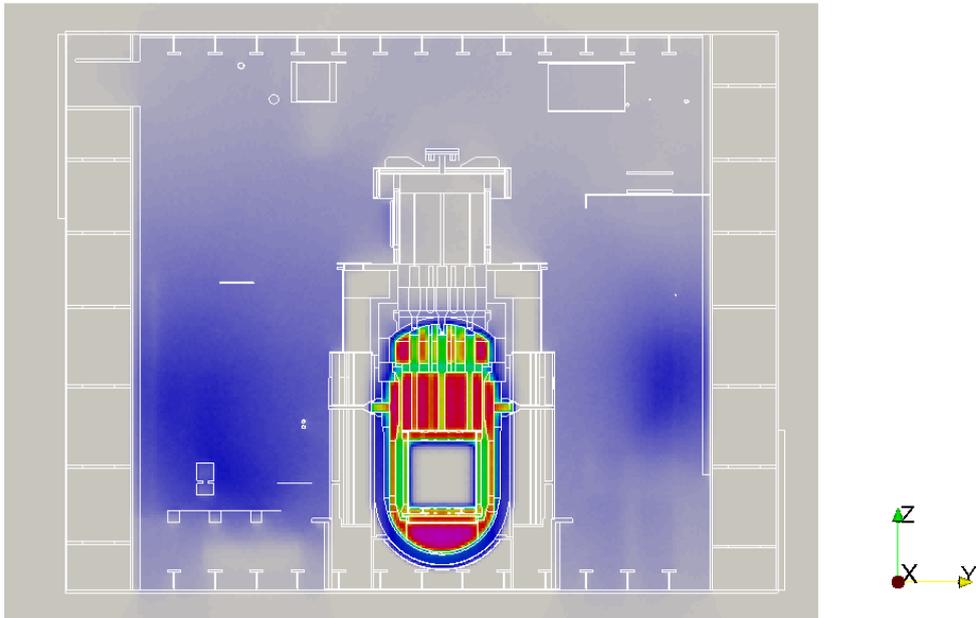


Figura 8-30: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano X=0. ECCS. NOS-01B.

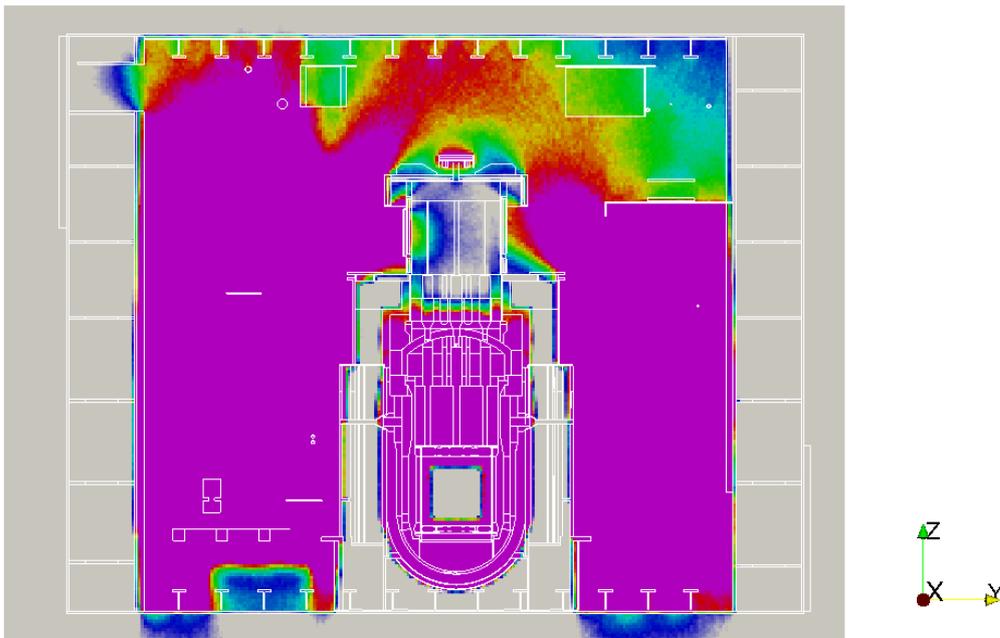


Figura 8-31: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano X=0. Detailed view. NOS-01B.

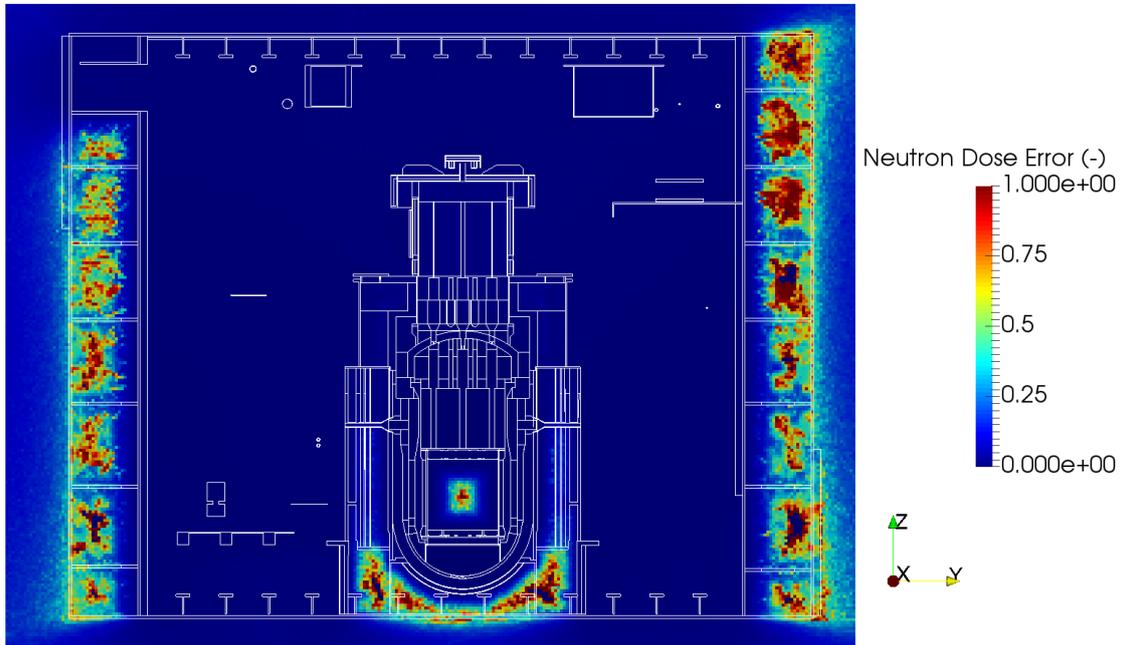


Figura 8-32: Dosis de neutrones error relativo <0,064 [-]. YZ Plano. ECCS. NOS-01B.

- Dosis de neutrones en el plano XZ, Y=0.

Las Figura 8-33 y Figura 8-35 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano XZ Y=0 respectivamente.

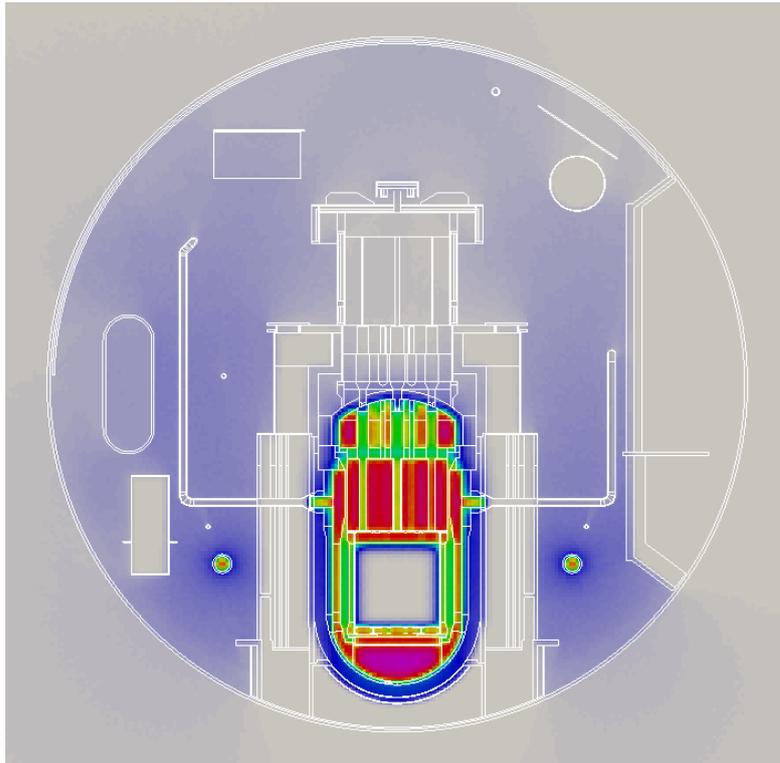


Figura 8-33: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. NOS-01B.

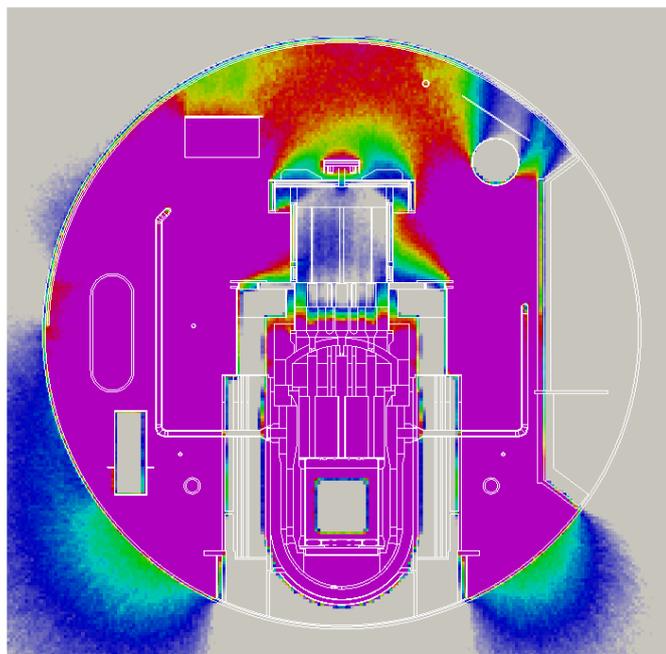


Figura 8-34: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. Detailed view. NOS-01B.

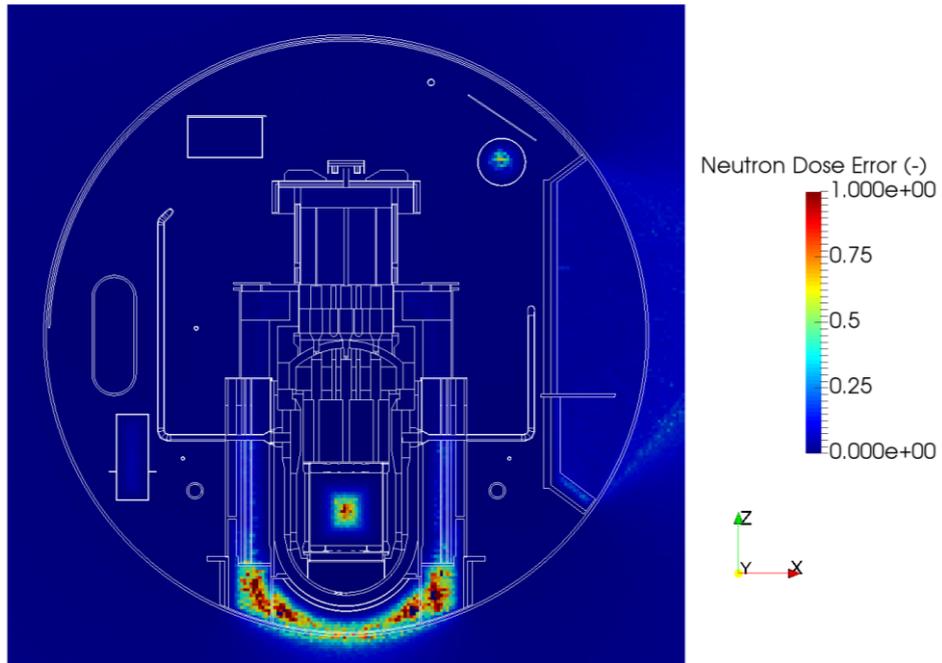


Figura 8-35: Dosis de neutrones error relativo <0,065 [-]. XZ Plano Y=0. NOS-01B.

- Dosis de neutrones en el plano XZ, Y=-440.

Las Figura 8-36 y Figura 8-38 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano XZ Y=-440 respectivamente.

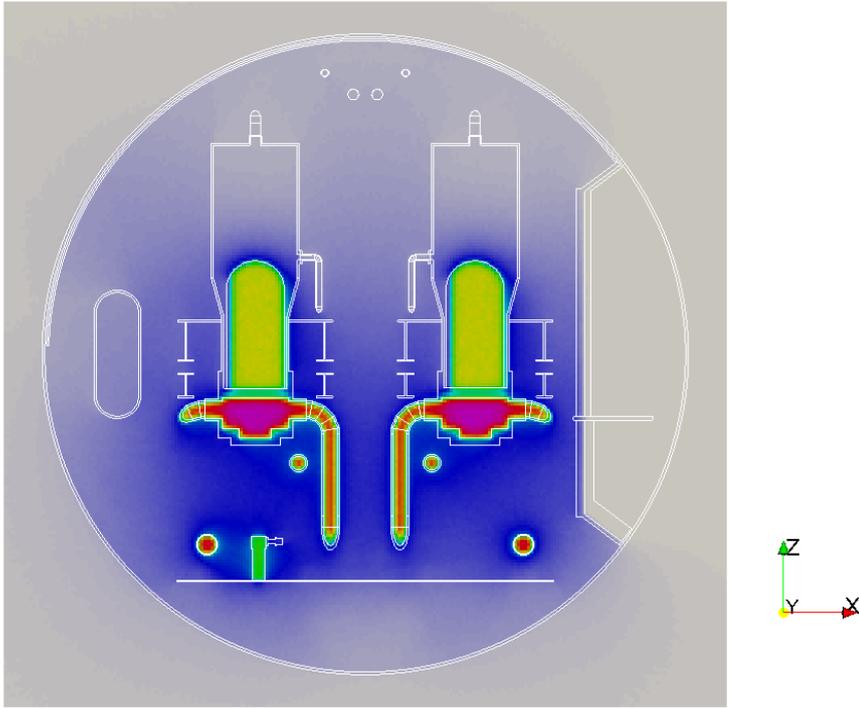


Figura 8-36: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01B.

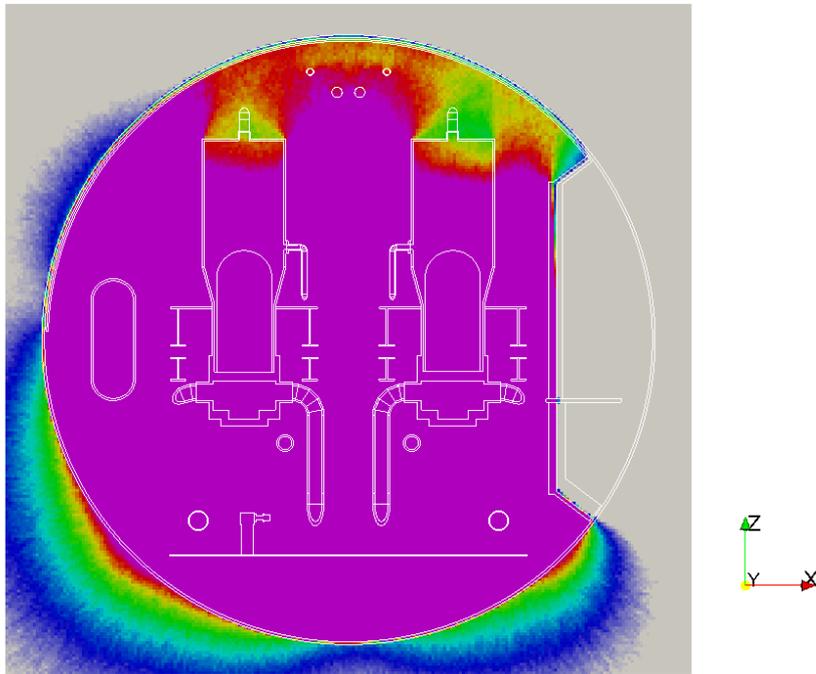


Figura 8-37: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. Detailed view. NOS-01B.

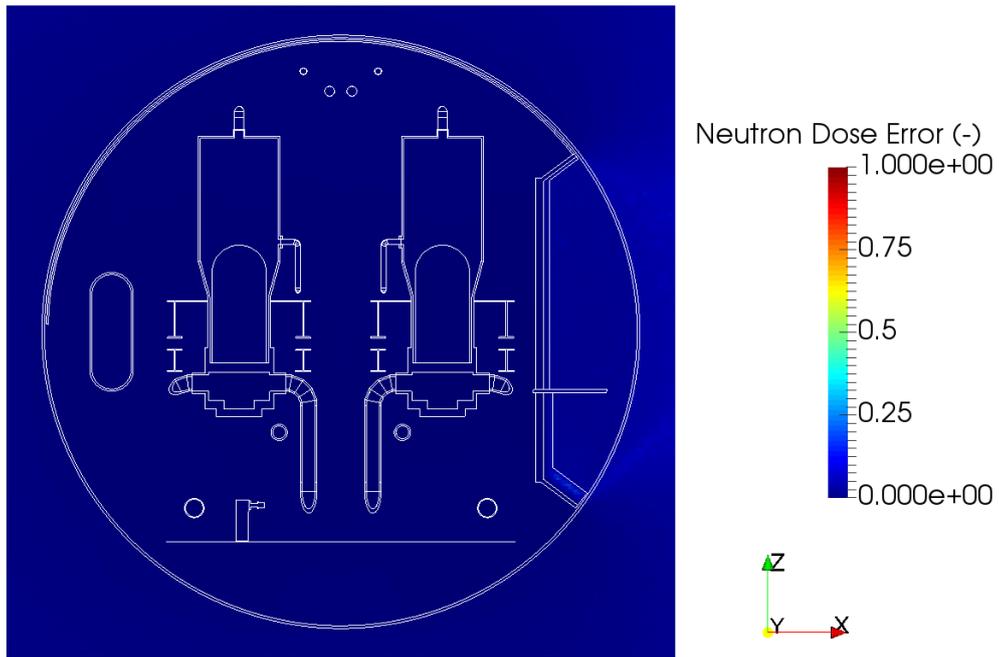


Figura 8-38: Dosis de neutrones error relativo <0,07 [-]. XZ Plano, Y=-440. NOS-01B.

- Dosis de neutrones en el plano Z=220.

Las Figura 8-39 y Figura 8-41 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano XY Nodo 6 respectivamente.

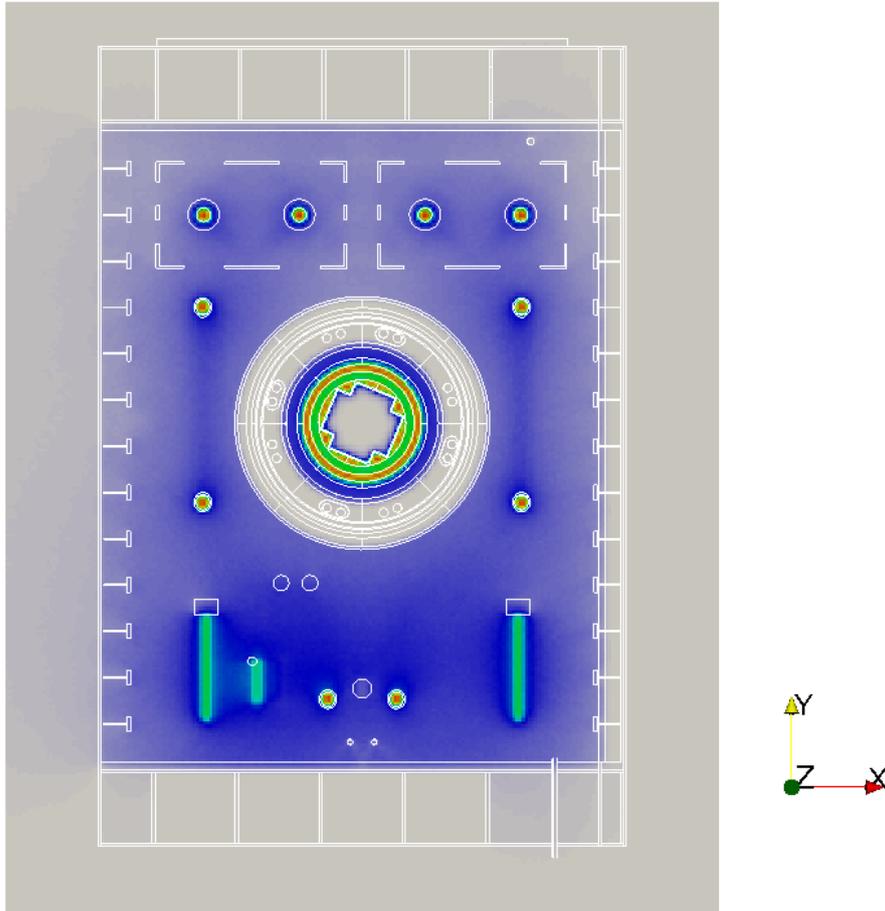


Figura 8-39: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01B.

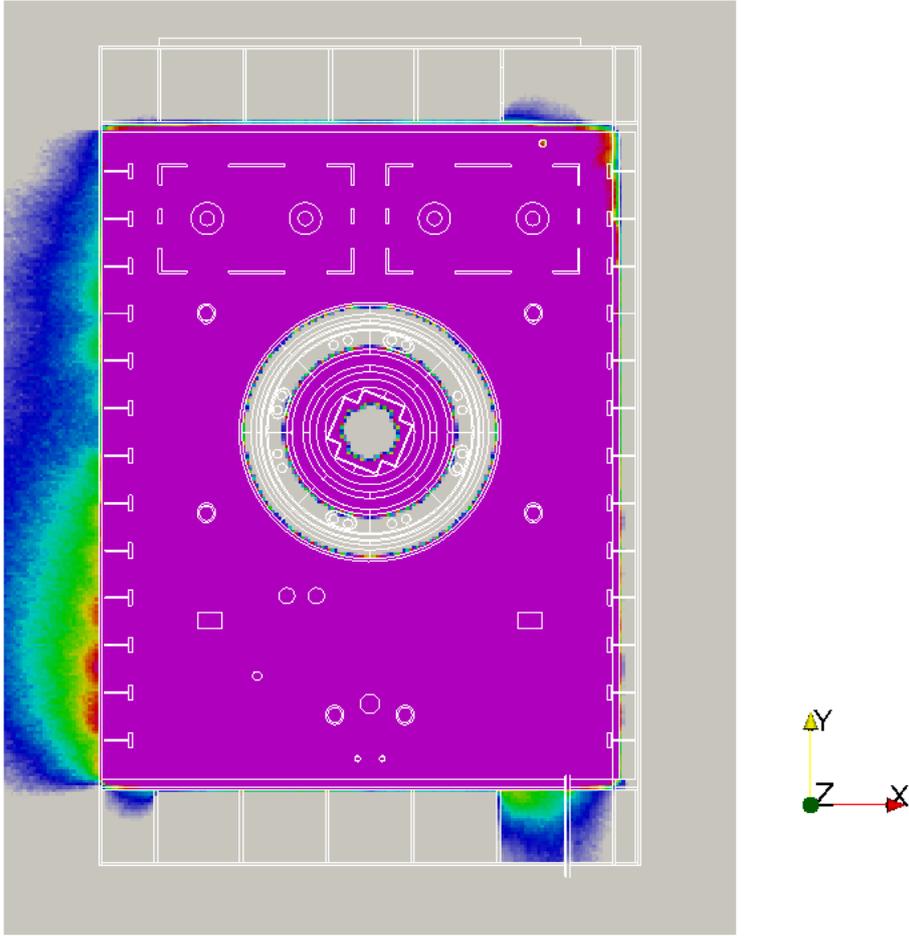


Figura 8-40: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=220 cm. Detalle. NOS-01B.

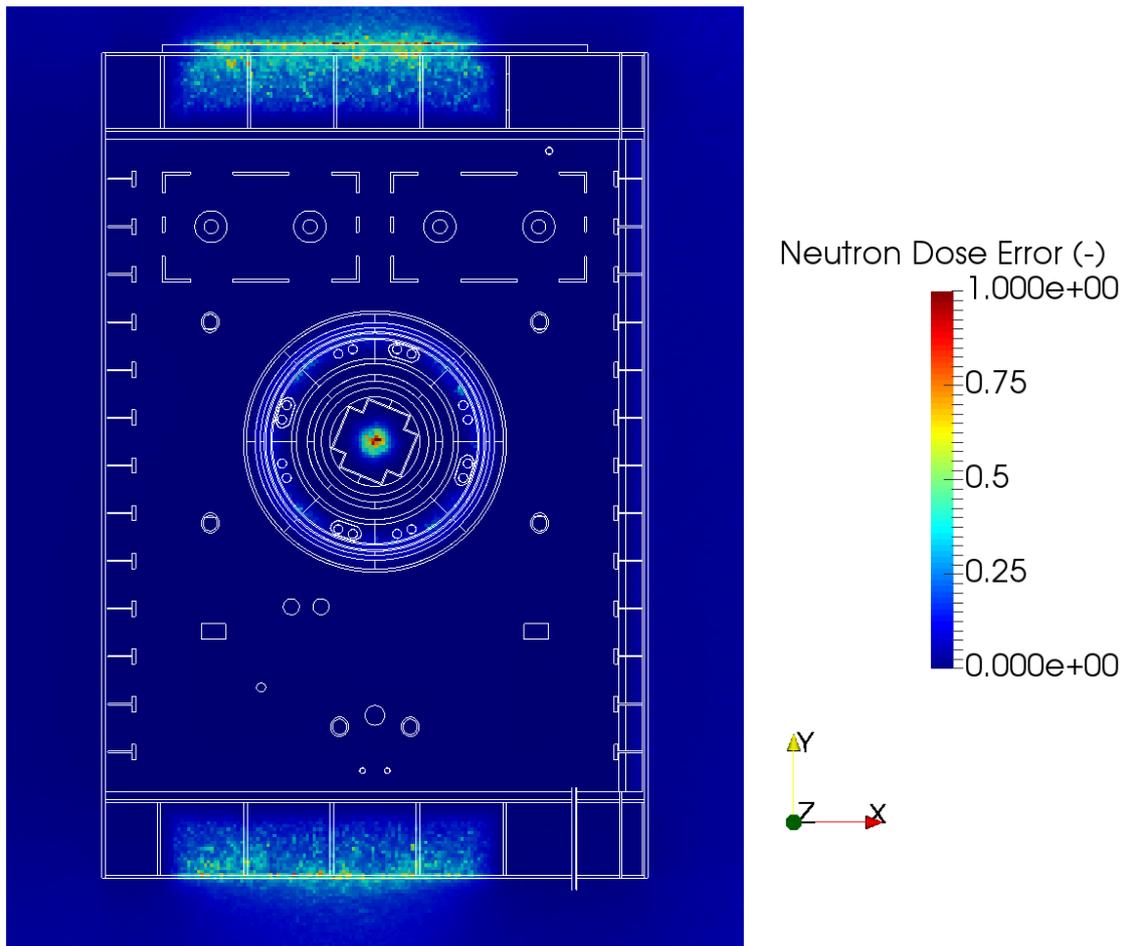


Figura 8-41: Dosis de neutrones error relativo [-]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-01B.

- Dosis de neutrones en el plano Z=330.

Las Figura 8-42 y Figura 8-44 muestran la dosis neutrónica y el error relativo en un corte del plano XY respectivamente.

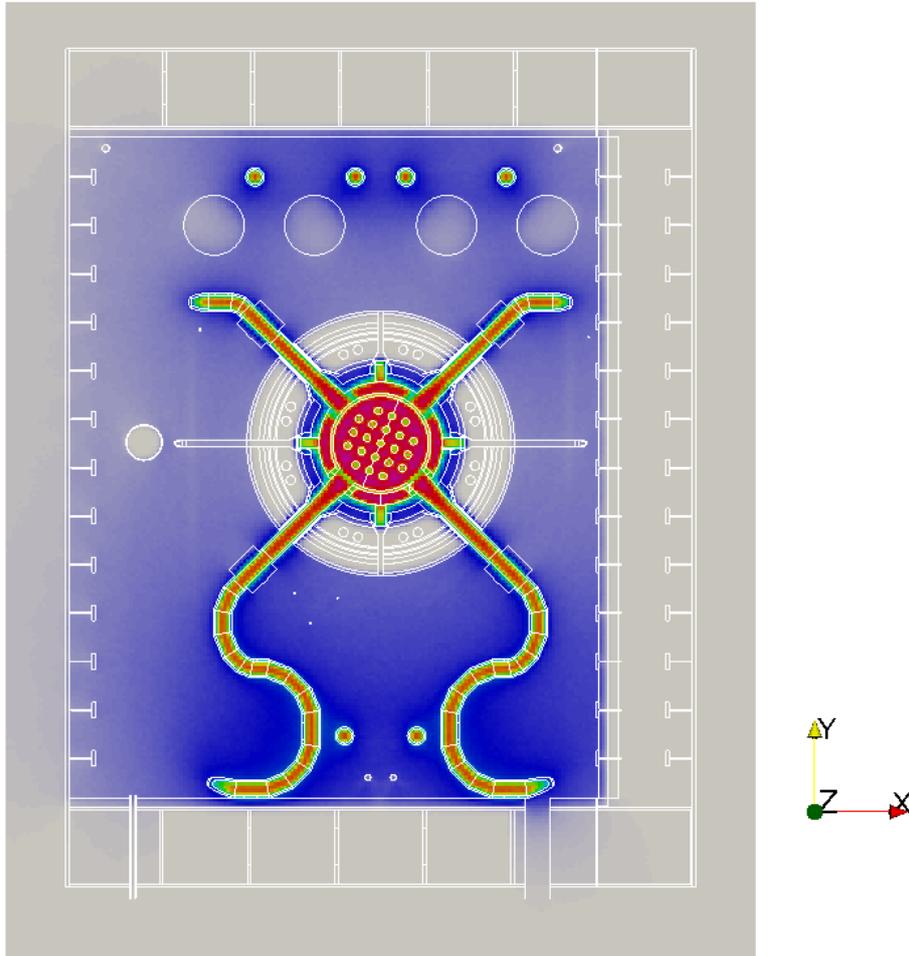


Figura 8-42: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01B.

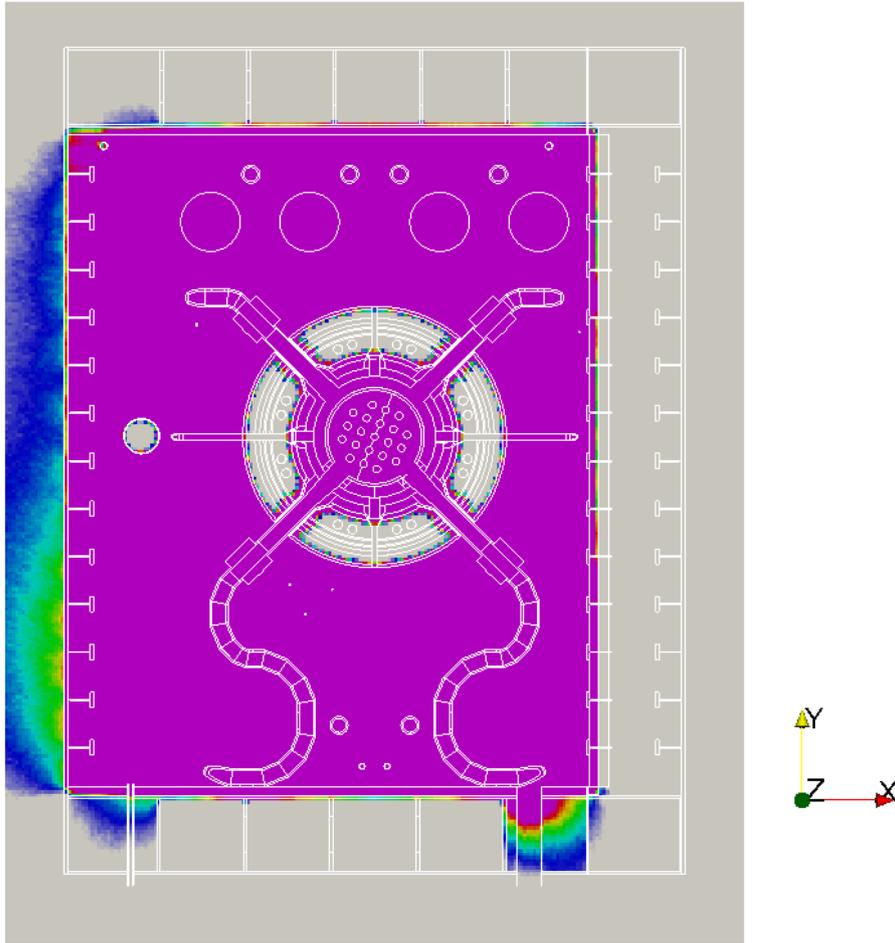


Figura 8-43: Dosis de neutrones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. Detalle. NOS-01B.

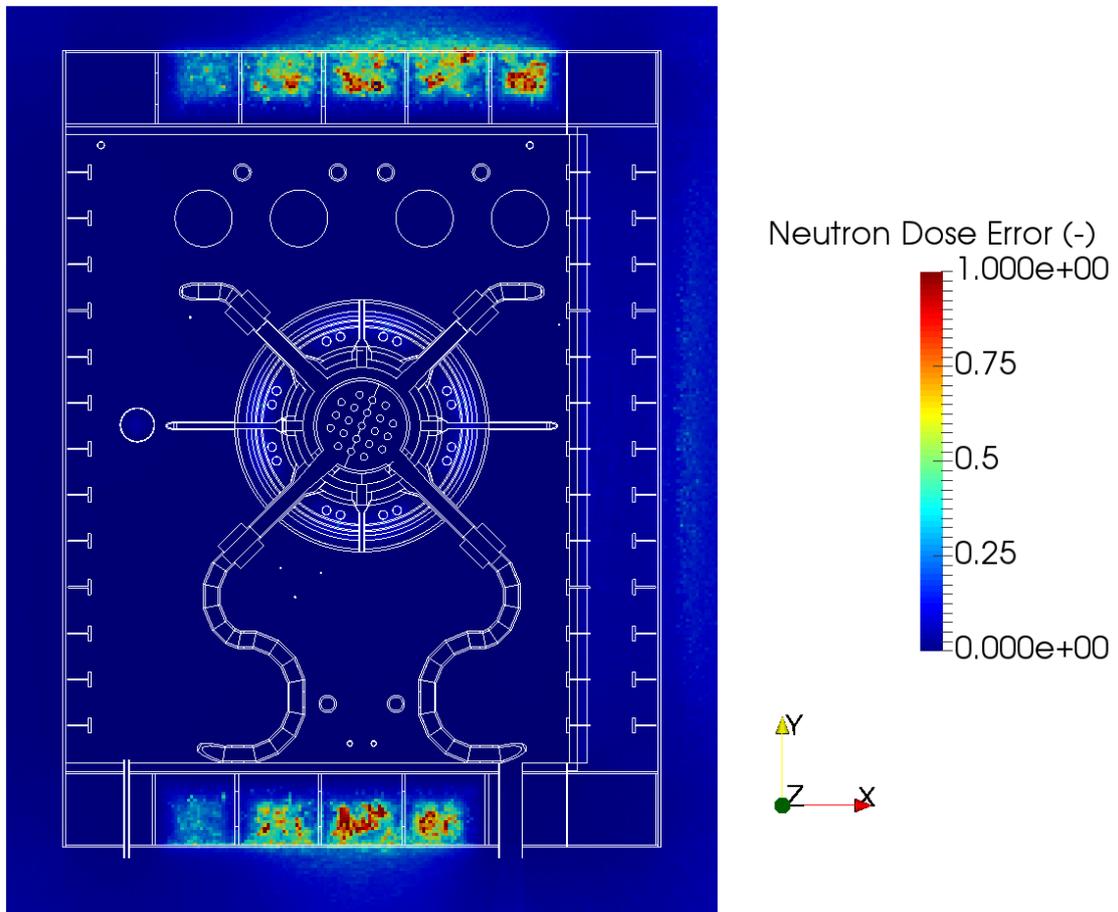


Figura 8-44: Dosis de neutrones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-01B.

8.3. NOS-02

8.3.1. Simulación

La Tabla 8-4 muestra los parámetros utilizados en el caso NOS-02.

Tabla 8-4: Parámetros de simulación del NOS-02.

Parámetro	Valor
Tipo de problema	γ
Corte de fisiones	OFF
Reducción de varianza	Weight window
Historias	8,5E+09
Analista	CHO

8.3.2. Resultados de dosis fotónica

Figura 8-45 to Figura 8-47 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano YZ $X=0$ respectivamente.

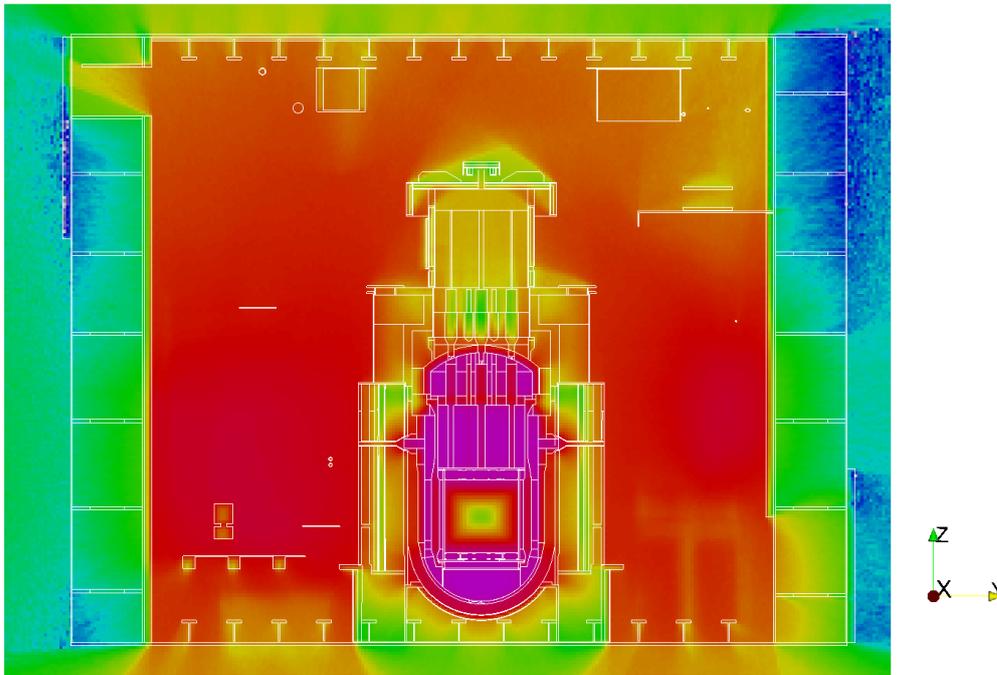


Figura 8-45: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano, $X=0$. NOS-02.

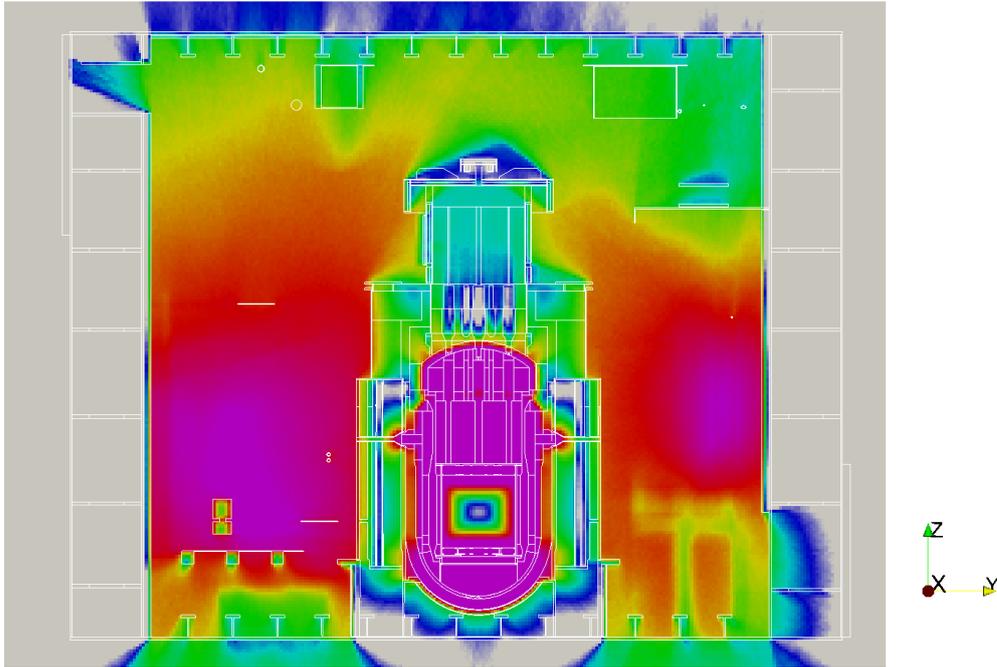


Figura 8-46: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano, X=0. Detalle. NOS-02.

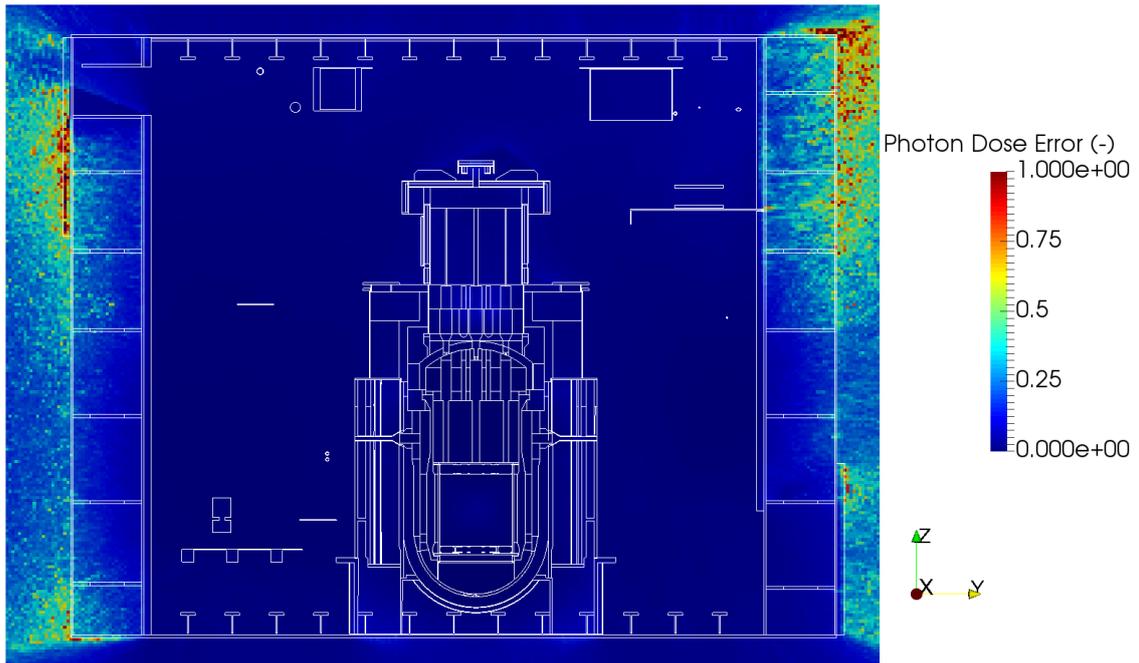


Figura 8-47: Dosis de fotones error relativo $<0,10$ [-]. YZ Plano, X=0. NOS-02.

- Dosis de fotones en el plano XZ, Y=0.

Las Figura 8-48 y Figura 8-50 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano XZ Y=0 respectivamente.

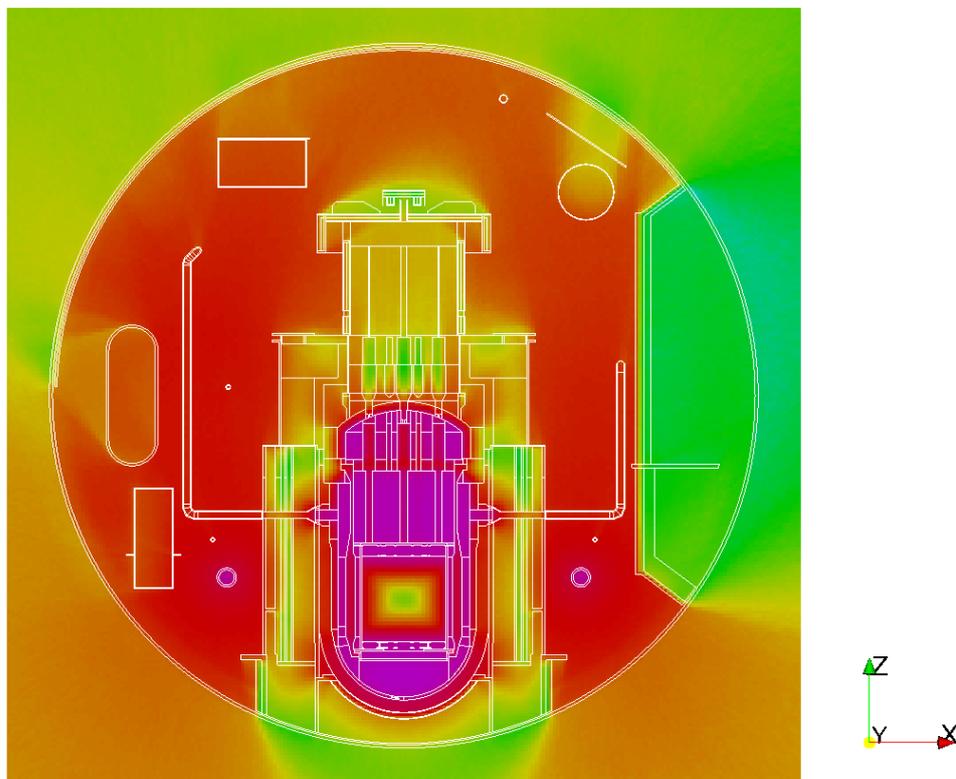


Figura 8-48: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. NOS-02.

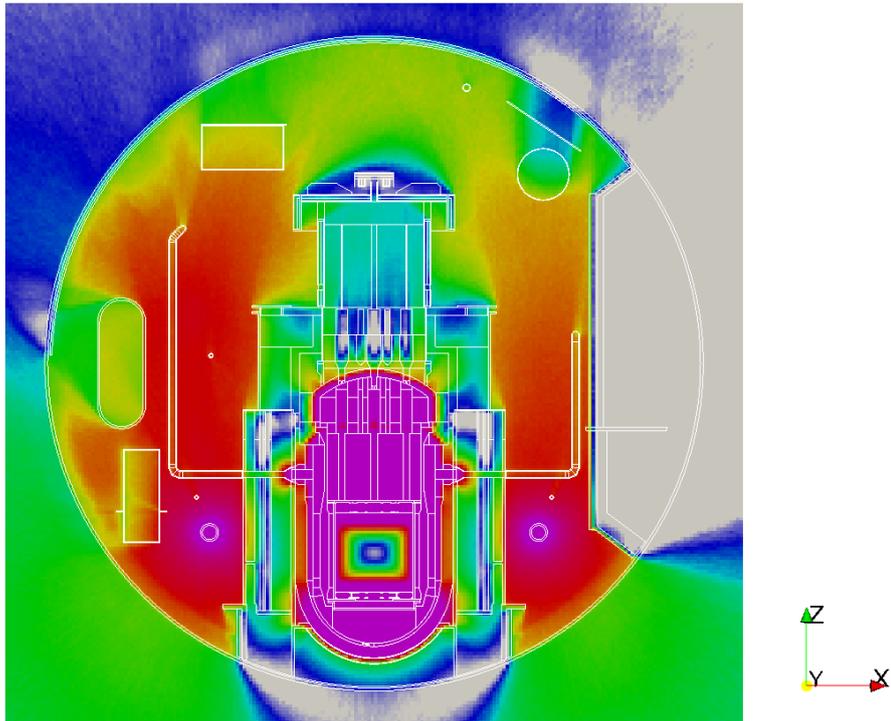


Figura 8-49: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, $Y=0$. Detalle. NOS-02.

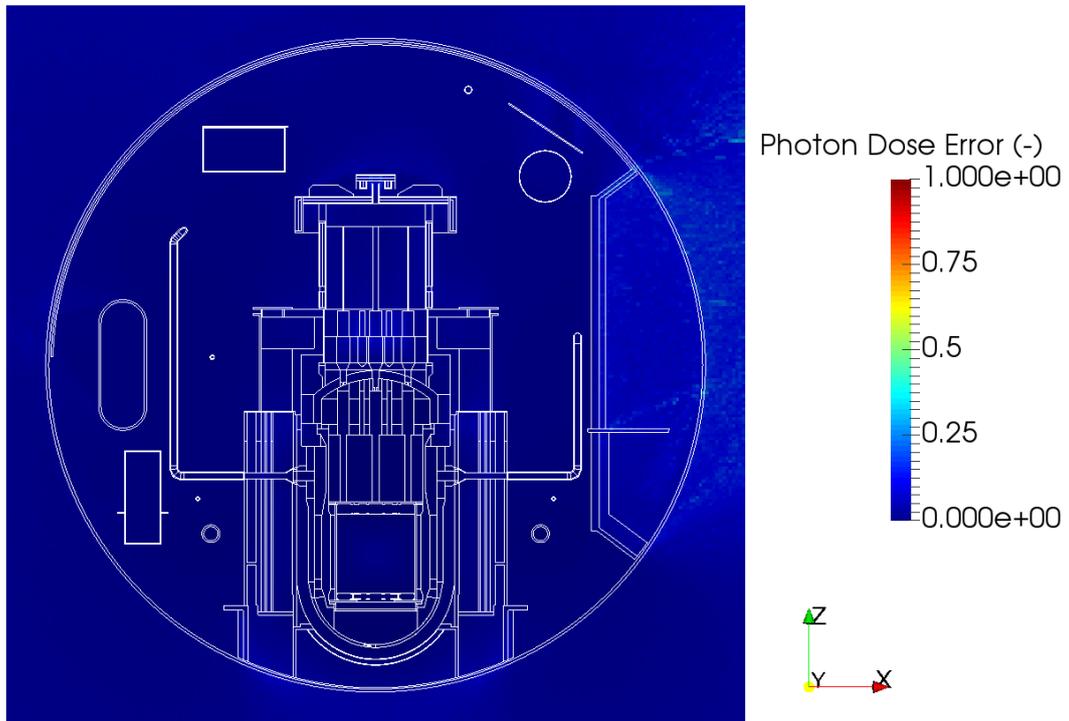


Figura 8-50: Dosis de fotones error relativo $<0,115$ [-]. XZ Plano, $Y=0$. NOS-02.

- Dosis de fotones en el plano XZ $Y=-440$.

Las Figura 8-51 y Figura 8-53 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano XZ Y=-440 respectivamente.

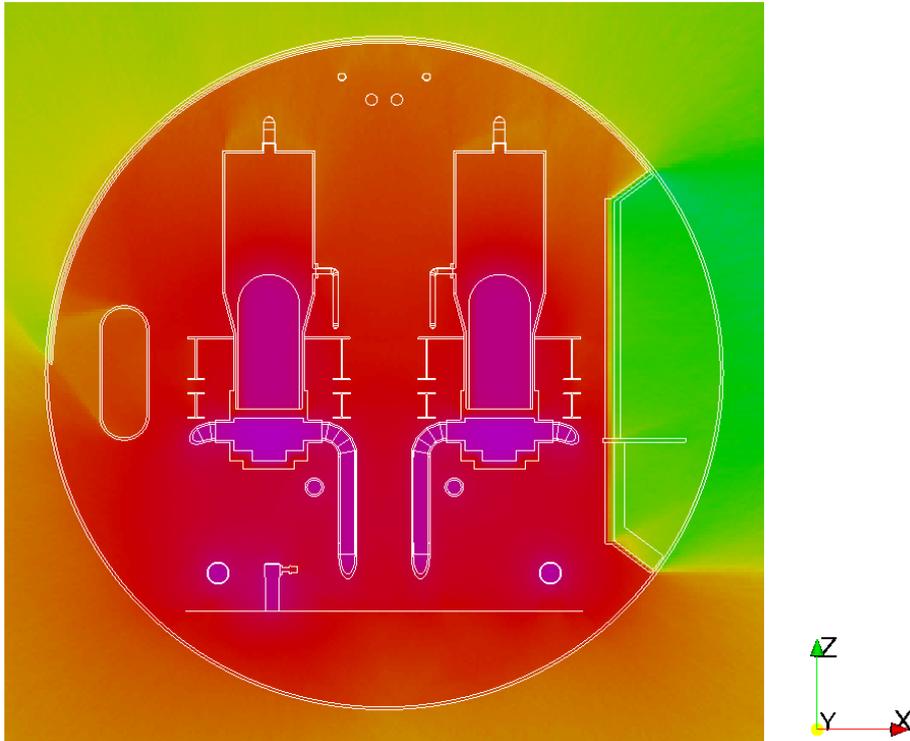


Figura 8-51: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. NOS-02.

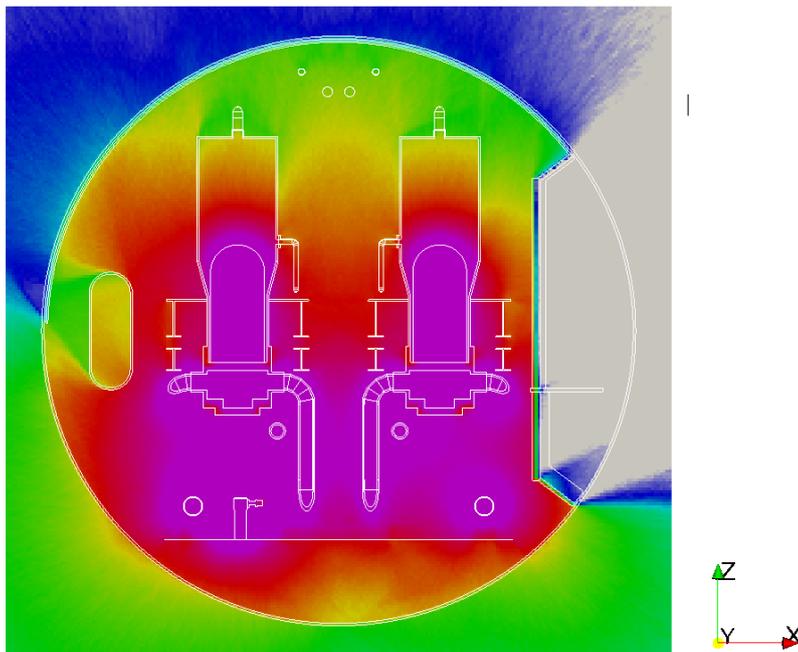


Figura 8-52: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. Detalle. NOS-02.

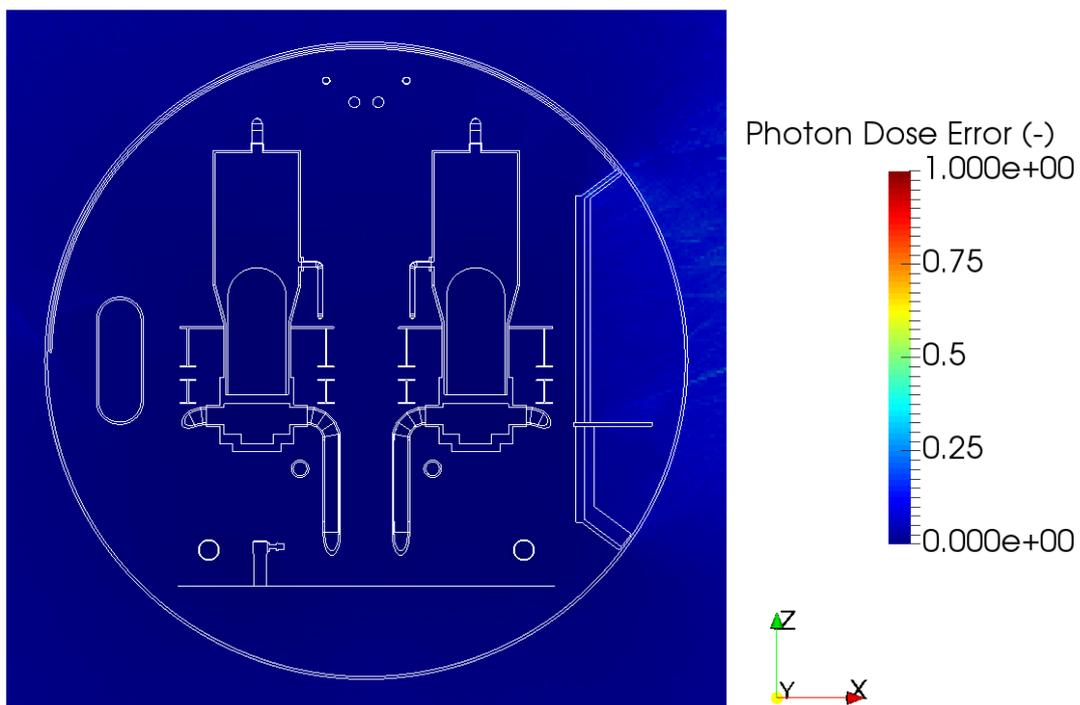


Figura 8-53: Dosis de fotones error relativo <0,075 [-]. XZ Plano, Y=-440. NOS-02.

- Dosis de fotones en el plano XZ Y=400.

Las Figura 8-54 y Figura 8-56 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano Y=400 respectivamente.

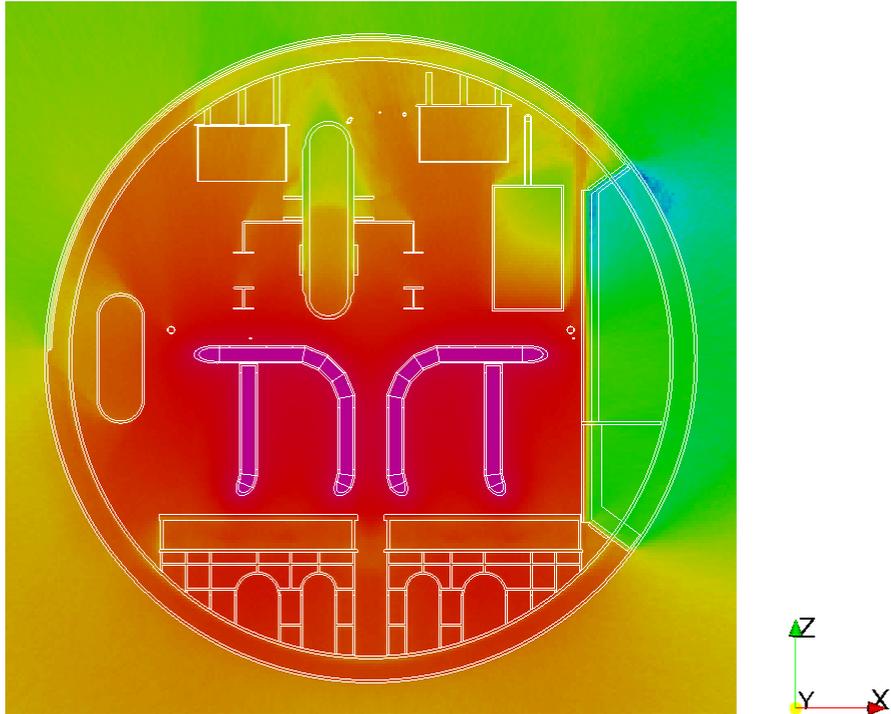


Figura 8-54: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=400. NOS-02.

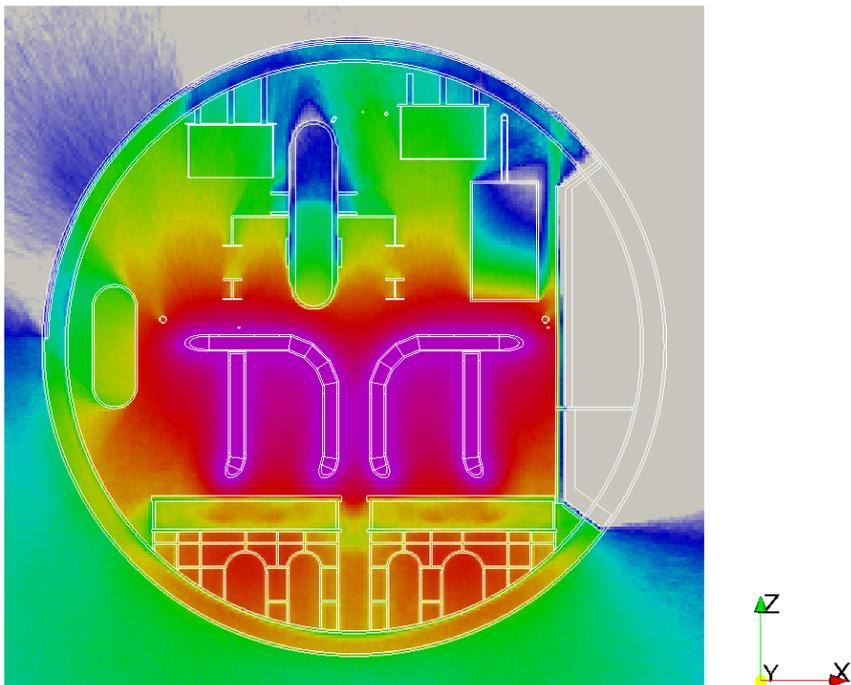


Figura 8-55: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=400. Detalle. NOS-02.

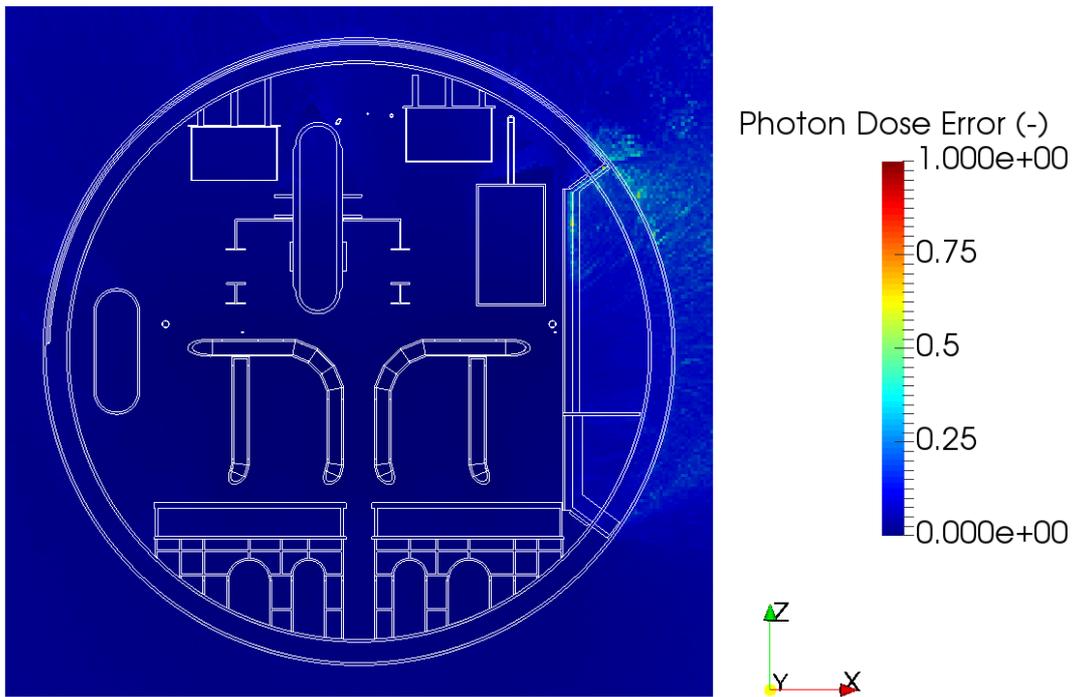


Figura 8-56: Dosis de fotones error relativo <0,11 [-]. XZ Plano, Y=400. NOS-02.

- Dosis de fotones en el plano Z=330.

Las Figura 8-57 y Figura 8-59 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano XY respectivamente.

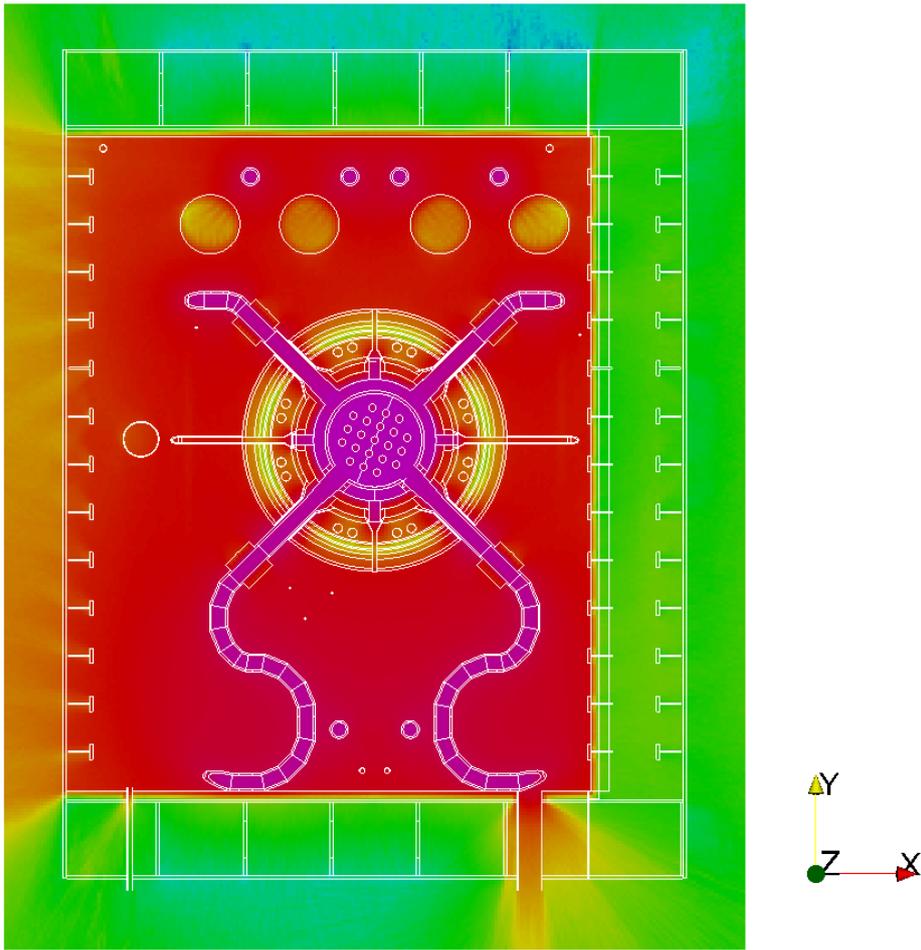


Figura 8-57: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-02.

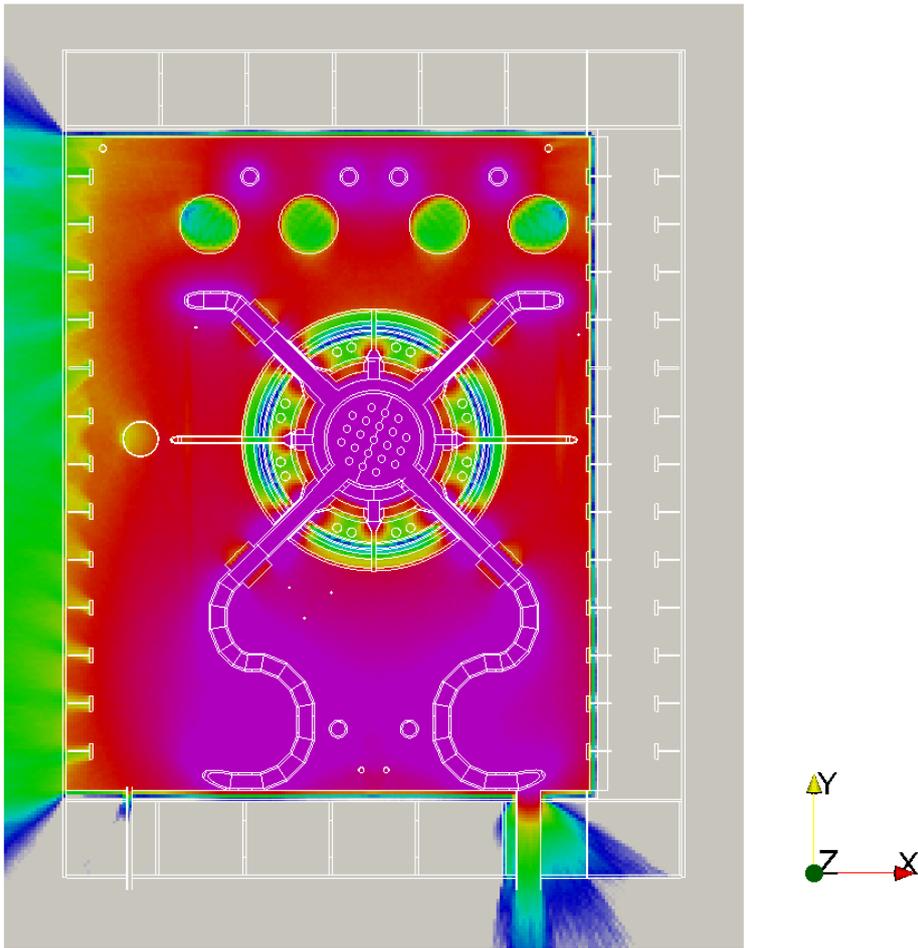


Figura 8-58: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. Detalle. NOS-02.

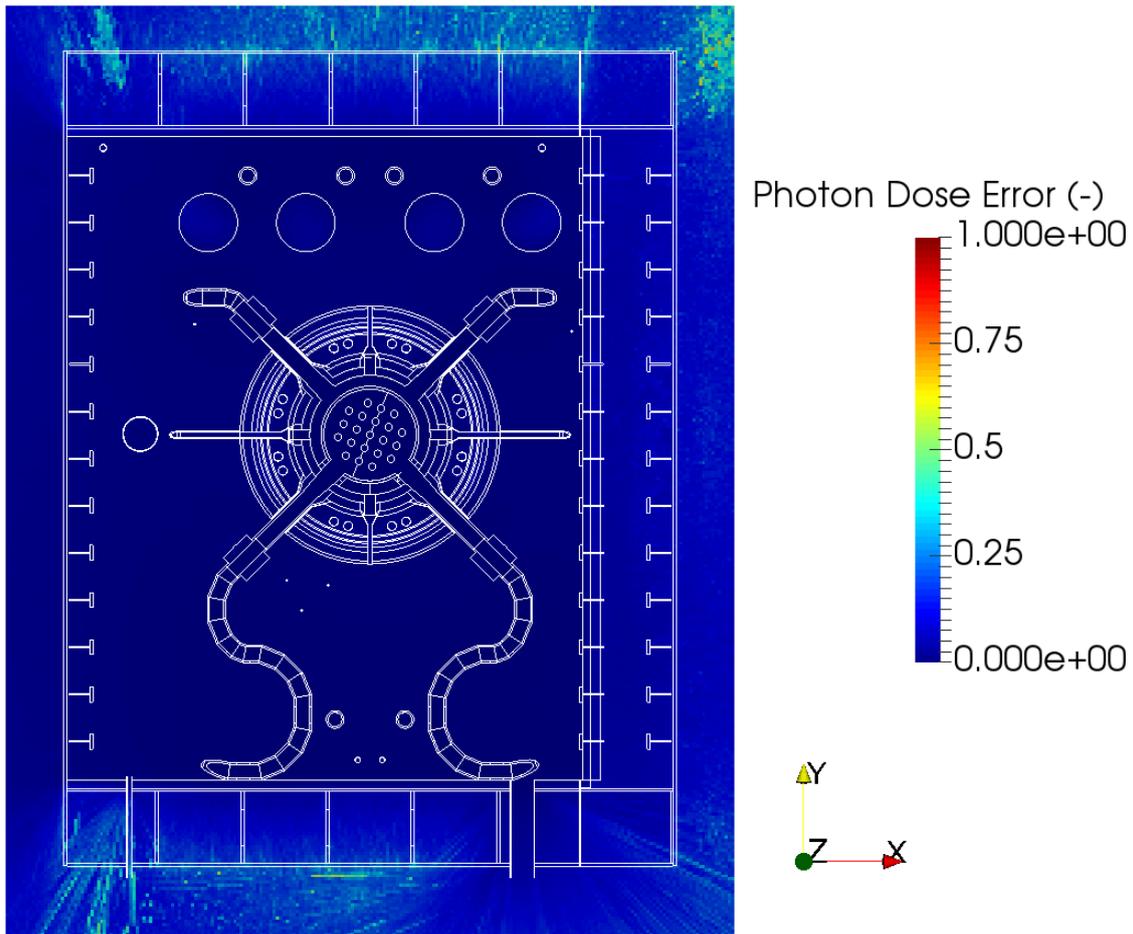


Figura 8-59: Dosis de fotones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-02.

Como análisis de los resultados presentados se puede señalar que:

- Las cifras anteriores se han obtenido de un modelo que contiene geometría de Blindaje Secundario donde se representa toda la contención. Debido a esto, la contribución al caso NOS-02 del término fuente dentro del Blindaje secundario se puede observar fuera de la vasija.
- El Plomo es el material más adecuado para proteger alrededor de 7 MeV y por debajo de 0,8 MeV, siendo muy eficaz en la atenuación del espectro del agua activada Figura

8-60.

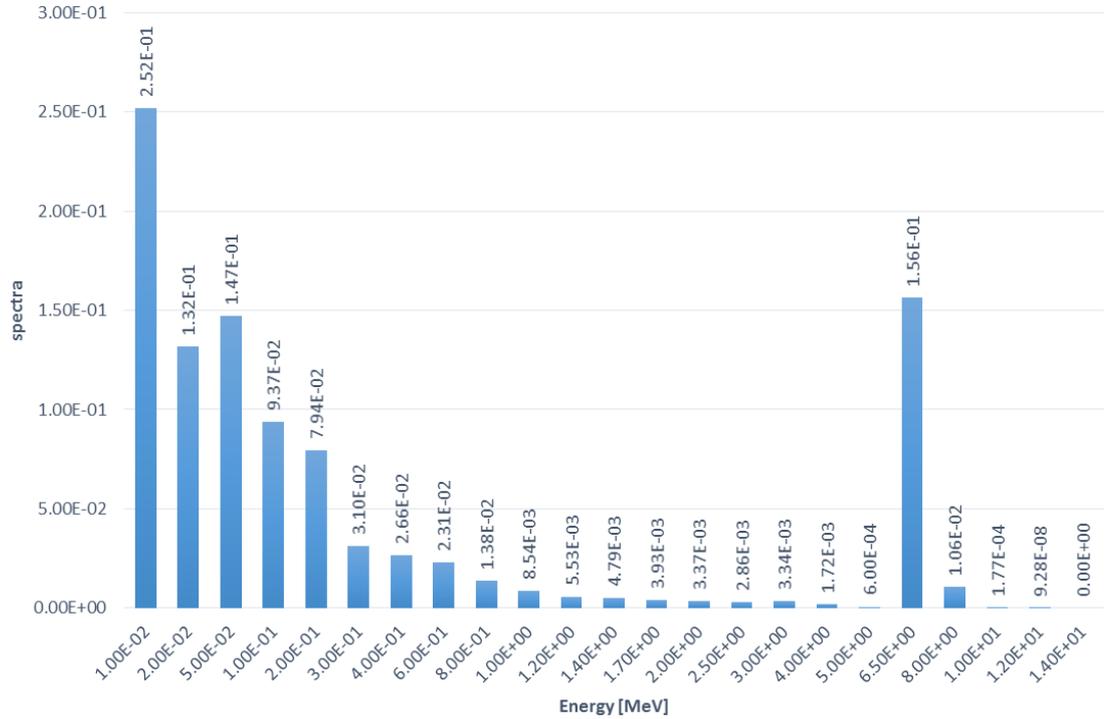


Figura 8-60: Espectro gamma del agua activada.

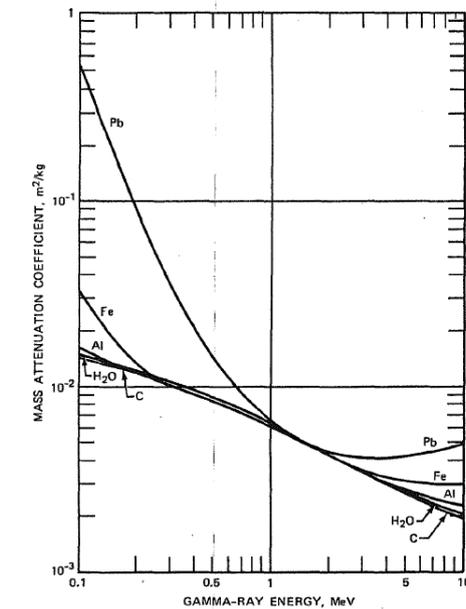


Figura 8-61: Factor de atenuación másica para diferentes materiales.

- Los materiales del núcleo del reactor presentan una capacidad de blindaje significativa, donde la parte exterior es responsable de blindar prácticamente por completo el término fuente de activación de agua.

- En toberas y penetraciones de tuberías, la radiación atraviesa el blindaje primario y sale del entorno de la vasija para alcanzar el entorno del NAVAL I. Se puede señalar cómo el flujo se reduce alrededor de dos órdenes de magnitud por el espesor de las tuberías. Sin embargo, vale la pena mencionar cómo los diferentes materiales de blindaje se comportan de diferentes maneras según sus propiedades físicas. Por ejemplo, se puede observar la diferente atenuación en agua, acero y Plomo.
- Ya fuera de la vasija, la masa de acero y la geometría del Mecanismo de Impulsión de Varilla de Control atenúa enormemente la cantidad de radiación que sale hacia arriba en dirección vertical. Además, los componentes de Plomo de la parte superior reducen el flujo en al menos un orden de magnitud.
- En cuanto a la cabeza de la vasija, se puede observar cómo el acero atenúa la radiación. Sin embargo, el aire y el escudo térmico presentan un rendimiento deficiente en el blindaje de la radiación gamma, como era de esperar.

8.4. NOS-03

8.4.1. Simulación

La Tabla 8-5 muestra los parámetros utilizados en el caso NOS-03.

Tabla 8-5: Parámetros de simulación del NOS-03.

Parámetro	Valor
Tipo de problema	γ
Corte de fisiones	OFF
Reducción de varianza	Weight window
Historias	1E+10
Analista	CHO

Este cálculo se ha realizado para dos niveles de enriquecimiento en ^{235}U , el 4,3% del caso base y el 90% del caso de prueba.

Merece la pena recordar que la geometría del núcleo está basada en un reactor con un enriquecimiento del 4,3%, por lo que la configuración realista de un núcleo operando con un combustible enriquecido al 90% sería diferente.

Manteniendo la configuración geométrica, se obtuvieron resultados de dosis inferiores en un 30% para la isotopía resultante del núcleo enriquecido al 90%, que cabe esperar serían más reducidos con una configuración del núcleo adaptada geoméricamente al alto nivel de enriquecimiento.

En la imagen presentada a continuación (Figura 8-62) se observan las diferencias isotópicas de los transuránicos entre un combustible al 4,3% (izquierda) y otro al 90% de enriquecimiento en ^{235}U (derecha).

+02 4.09061E+02	4.06663E+02	4.04280E+02	4.01902E+02	% U234	7367					
+05 1.02170E+05	1.00853E+05	9.95548E+04	9.82732E+04	% U235	7368	⊕+06 2.25608E+06	2.25437E+06	2.25267E+06	2.25097E+06	% U235
					7369	⊕+03 4.51090E+03	4.95947E+03	5.40756E+03	5.85539E+03	% U236
+03 2.71084E+03	2.95599E+03	3.19713E+03	3.43449E+03	% U236	7370					
+06 2.58599E+06	2.58521E+06	2.58442E+06	2.58363E+06	% U238	7371					
+01 6.97581E+01	8.04941E+01	9.17796E+01	1.03584E+02	% Np237	7372					
+01 8.76154E+01	8.80566E+01	8.84259E+01	8.88827E+01	% Np239	7373					
+00 3.55385E+00	4.50670E+00	5.60025E+00	6.84264E+00	% Pu238	7374					
+03 5.13359E+03	5.53224E+03	5.91389E+03	6.28022E+03	% Pu239	7375					
+02 4.52453E+02	5.25053E+02	6.00292E+02	6.77681E+02	% Pu240	7376					
+01 1.22742E+02	1.52502E+02	1.85042E+02	2.20260E+02	% Pu241	7377					
+00 5.72466E+00	7.83960E+00	1.04029E+01	1.34460E+01	% Pu242	7378					
-01 1.12748E+00	1.54455E+00	2.04825E+00	2.64389E+00	% Am241	7379					
-03 7.32396E-03	1.06402E-02	1.48680E-02	2.01017E-02	% Am242m	7380					
-01 1.87396E-01	2.83537E-01	4.12312E-01	5.78871E-01	% Am243	7381					
-02 8.79907E-02	1.30378E-01	1.85609E-01	2.55437E-01	% Cm242	7382					
-04 3.00223E-04	4.90824E-04	7.64961E-04	1.14451E-03	% Cm243	7383					
-03 8.89660E-03	1.48664E-02	2.36524E-02	3.61538E-02	% Cm244	7384					
-05 1.09760E-04	2.01841E-04	3.49381E-04	5.77413E-04	% Cm245	7385					
-07 1.23628E-06	2.50411E-06	4.75401E-06	8.54394E-06	% Cm246	7386					
-09 2.59800E-09	5.81202E-09	1.20564E-08	2.35532E-08	% Cm247	7387	⊕+05 2.54758E+05	2.54710E+05	2.54661E+05	2.54612E+05	% U238
					7388	⊕+01 1.66476E+01	1.98391E+01	2.32808E+01	2.69619E+01	% Np237
					7389	⊕+00 5.81897E+00	5.82763E+00	5.83328E+00	5.83572E+00	% Np239
					7390	⊕+02 9.31528E-02	1.22640E-01	1.57496E-01	1.98182E-01	% Pu238
					7391	⊕+02 4.21327E+02	4.63657E+02	5.05950E+02	5.48181E+02	% Pu239
					7392	⊕+00 1.44048E+00	1.73551E+00	2.05725E+00	2.40524E+00	% Pu240
					7393	⊕+02 3.69913E-02	4.89545E-02	6.32028E-02	7.99491E-02	% Pu241
					7394	⊕+05 6.43975E-05	9.37663E-05	1.32084E-04	1.80976E-04	% Pu242
					7395	⊕+04 3.11450E-04	4.52797E-04	6.37220E-04	8.72527E-04	% Am241
					7396	⊕+08 1.65244E-07	2.63994E-07	4.04781E-07	5.99772E-07	% Am242m
					7397	⊕+07 2.58125E-07	4.14167E-07	6.36666E-07	9.45051E-07	% Am243
					7398	⊕+07 1.30392E-06	2.05574E-06	3.11058E-06	4.54805E-06	% Cm242
					7399	⊕+10 1.03848E-09	1.80456E-09	2.99497E-09	4.73811E-09	% Cm243
					7400	⊕+09 1.88803E-09	3.32893E-09	5.57184E-09	8.96476E-09	% Cm244
					7401	⊕+12 5.76322E-12	1.11553E-11	2.03381E-11	3.55281E-11	% Cm245
					7402	⊕+15 3.22385E-15	6.87027E-15	1.36702E-14	2.57982E-14	% Cm246
					7403	⊕+19 2.02373E-18	4.72932E-18	1.02609E-17	2.08864E-17	% Cm247
					7404	+00 0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	% lost data
+00 0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	% lost data	7405	⊕+06 3.63136E+06	3.63136E+06	3.63135E+06	3.63135E+06	% total
+06 3.63136E+06	3.63136E+06	3.63135E+06	3.63135E+06	% total	7406					

Figura 8-62: Comparación isotópica de combustibles 4,3% vs 90% (en gramos).

Es especialmente relevante la reducción de isótopos del Curio y Americios, cuyo periodo de semidesintegración es muy elevado.

No obstante, por considerarse más realista, los resultados presentados a continuación tienen en cuenta el enriquecimiento del 4,3% del caso base.

8.4.2. Resultados de dosis por fotones

- Dosis de fotones en el plano YZ, X=0.

Las Figura 8-63 y Figura 8-64 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano YZ X=0 respectivamente.

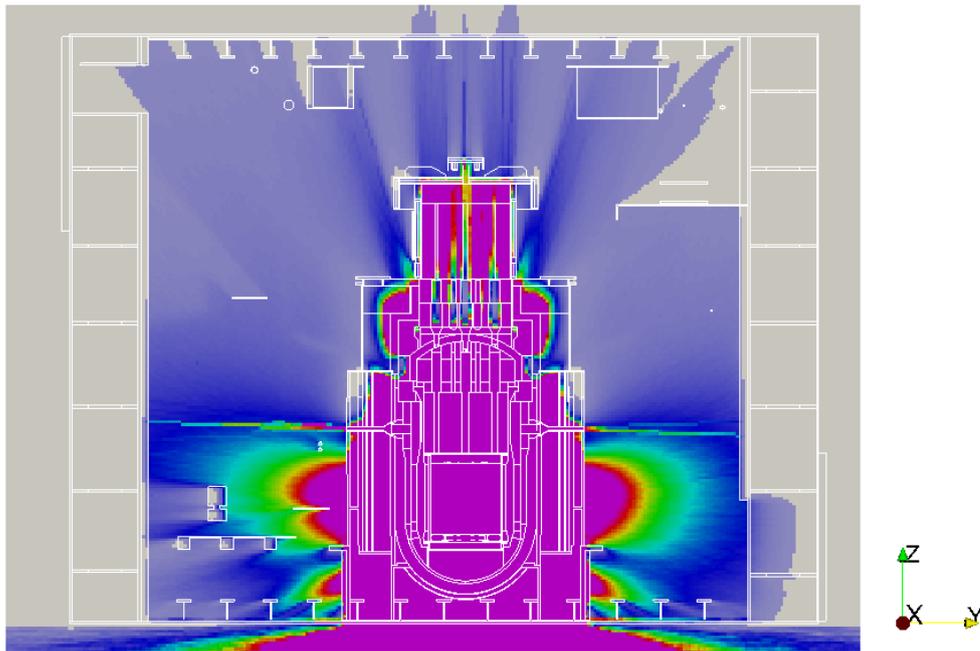


Figura 8-63: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. YZ Plano $X=0$. NOS-03A.

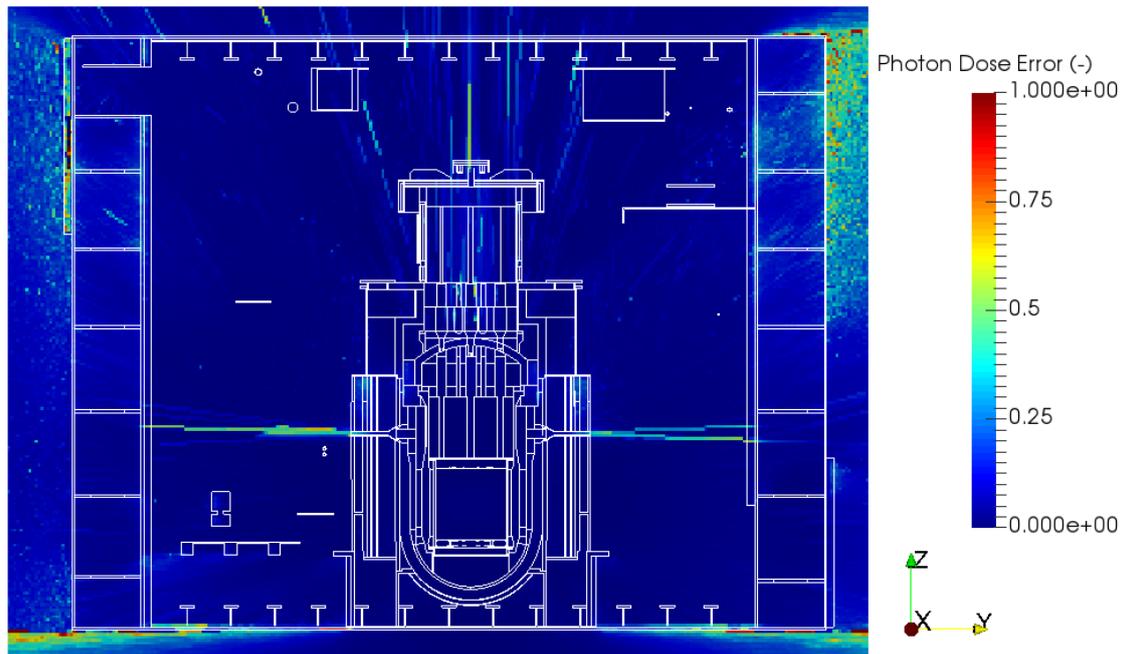


Figura 8-64: Dosis de fotones error relativo $<0,35$ [-]. YZ Plano $X=0$. NOS-03A.

- Dosis de fotones en el plano XZ, $Y=0$.

Las Figura 8-65 y Figura 8-66 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano XZ $Y=0$ respectivamente.

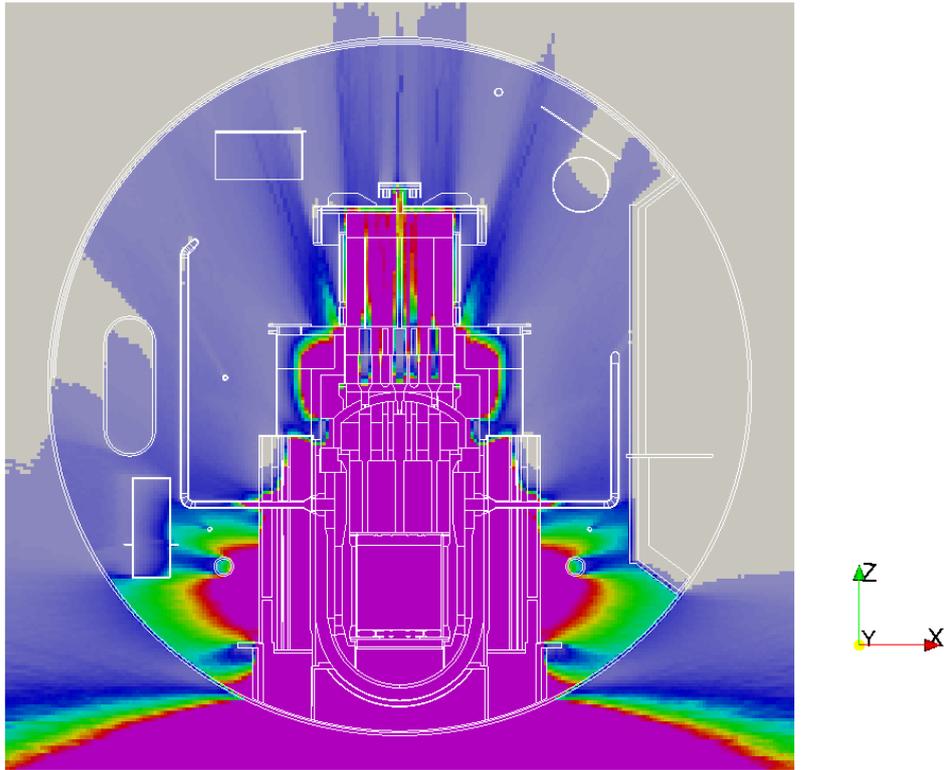


Figura 8-65: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=0. NOS-03A.

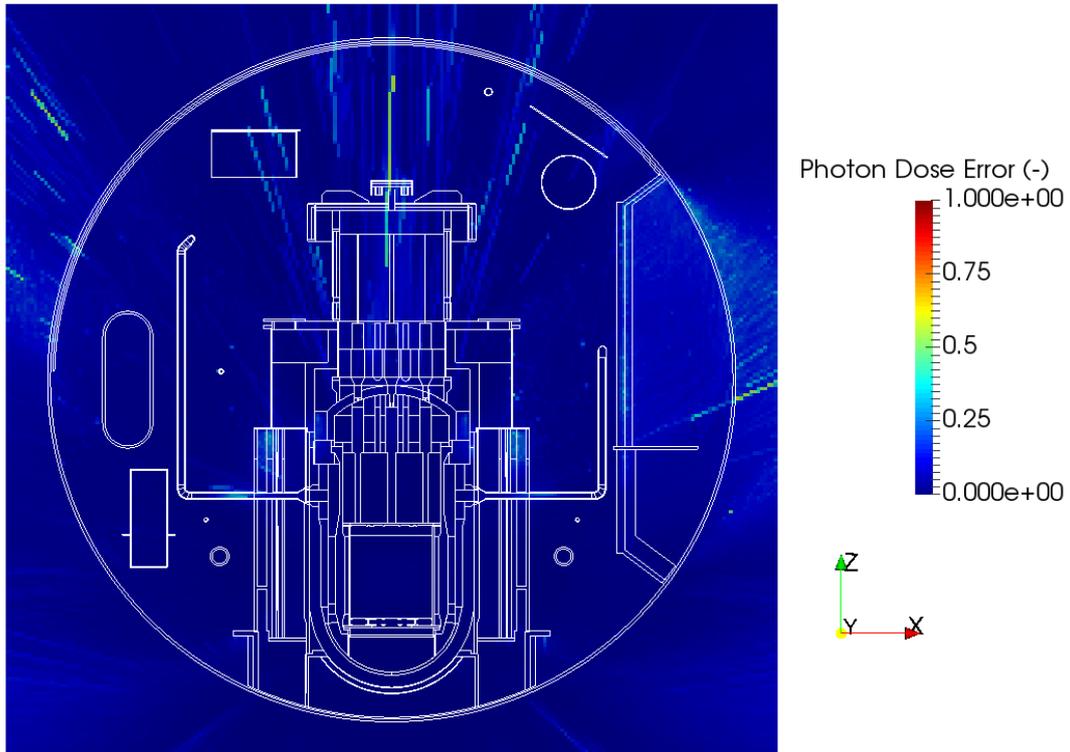


Figura 8-66: Dosis de fotones error relativo <0,12 [-]. XZ Plano, Y=0. NOS-03A.

- Dosis de fotones en el plano XZ, Y=-440.

Las Figura 8-67 y Figura 8-68 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano XZ Y=-440 respectivamente.

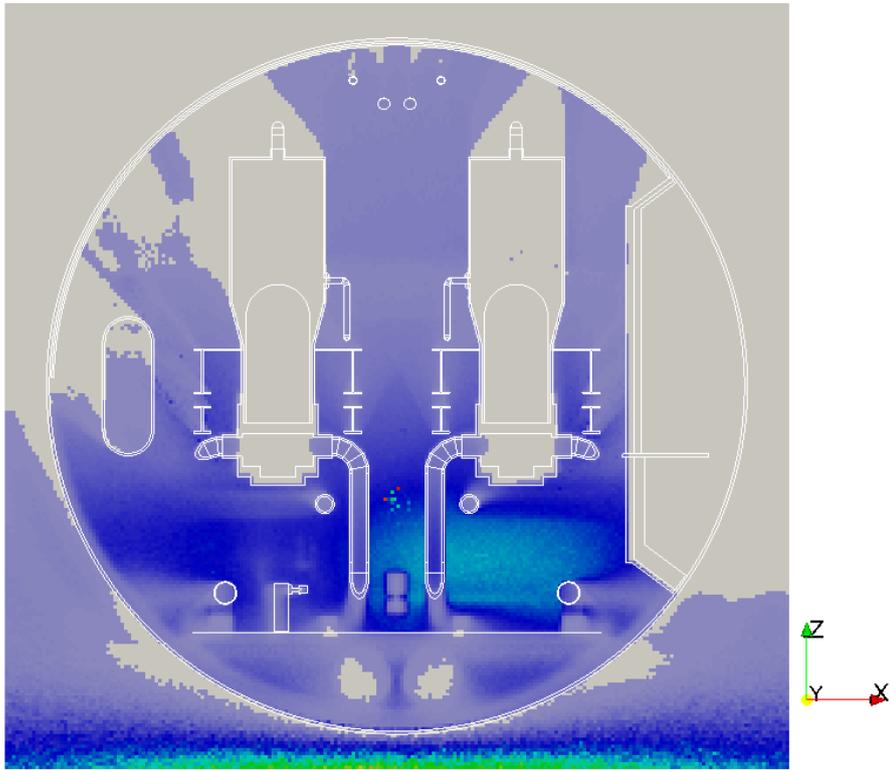


Figura 8-67 Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XZ Plano, Y=-440. NOS-03A.

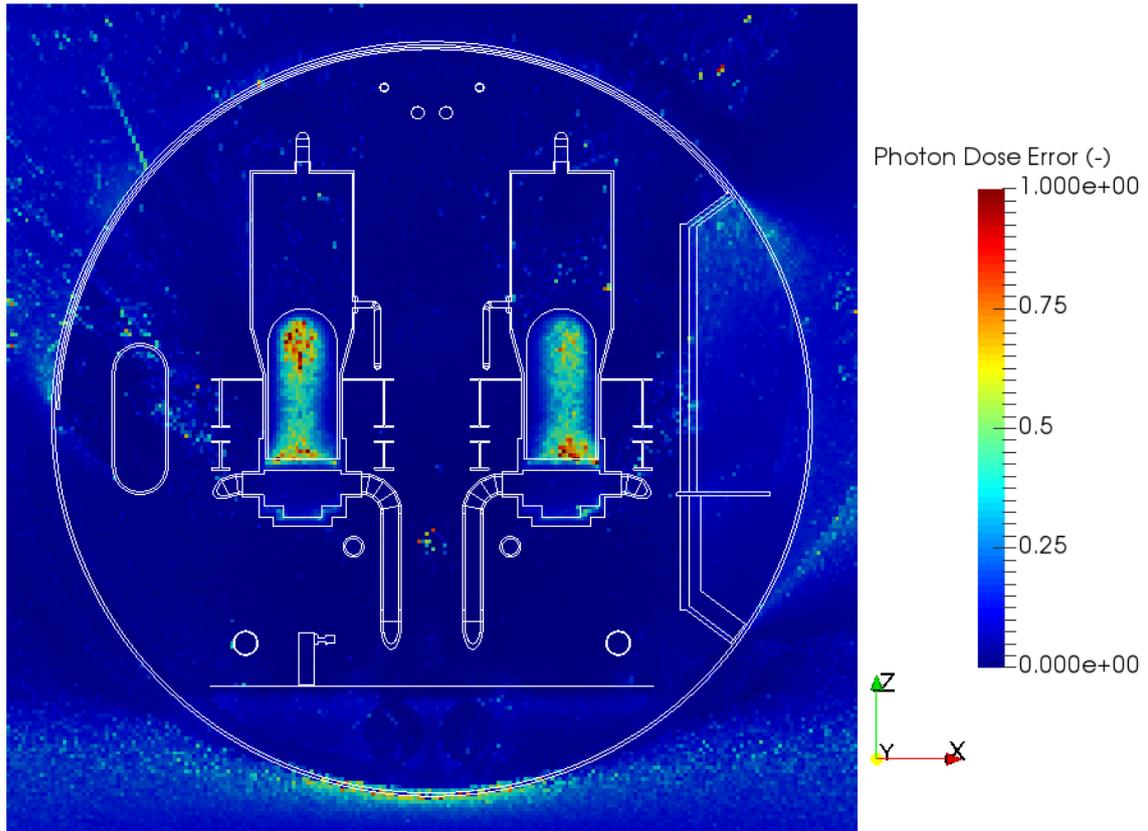


Figura 8-68: Dosis de fotones error relativo <0,26 [-]. XZ Plano Y=-440. NOS-03A.

- Dosis de fotones en el plano Z=220.

Las Figura 8-69 y Figura 8-70 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano XY Nodo 6 respectivamente.

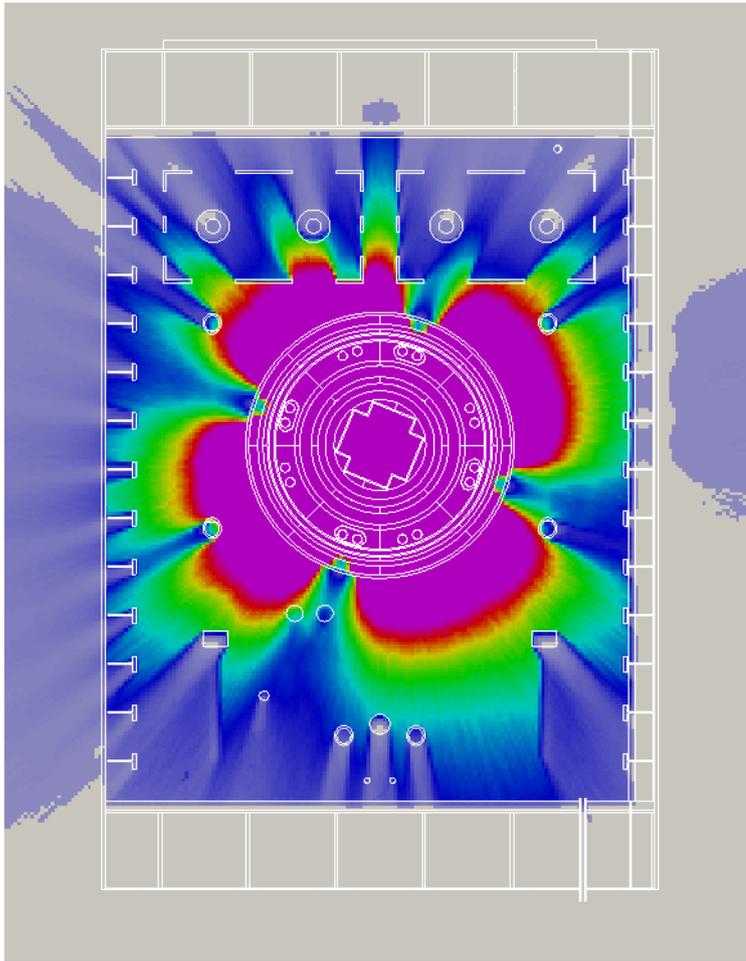


Figura 8-69: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-03A.

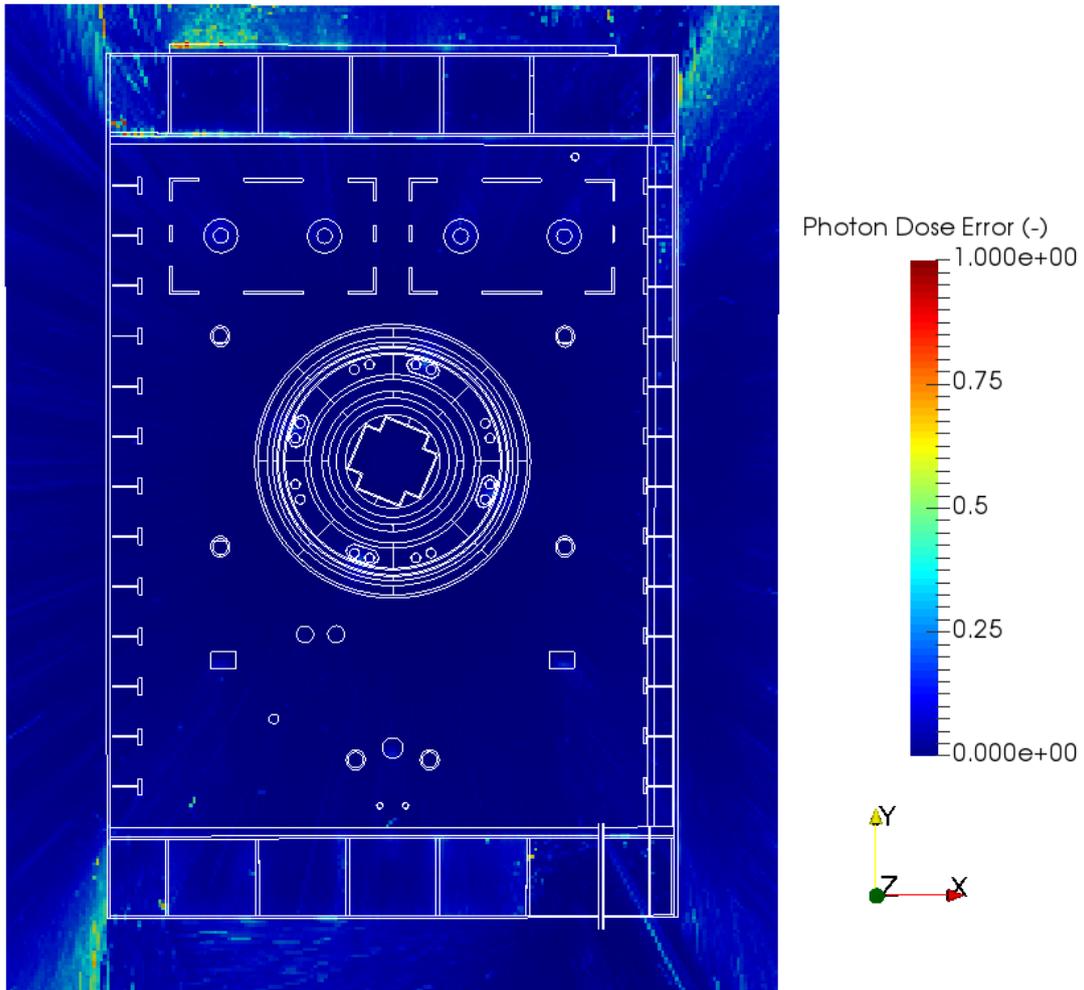


Figura 8-70: Dosis de fotones error relativo [-]. XY Plano. Z=220 cm. NOS-03A.

- Dosis de fotones en el plano Z=330.

Las Figura 8-71 y Figura 8-72 muestran la dosis fotónica y el error relativo en un corte del plano XY respectivamente.

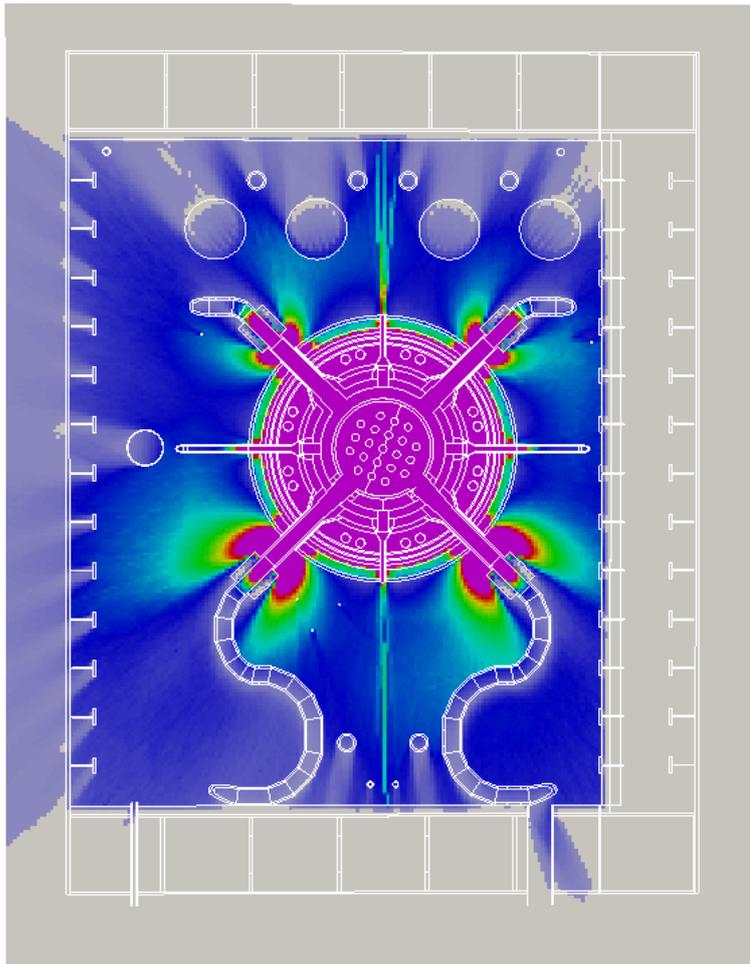


Figura 8-71: Dosis de fotones [$\mu\text{Sv/h}$]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-03A.

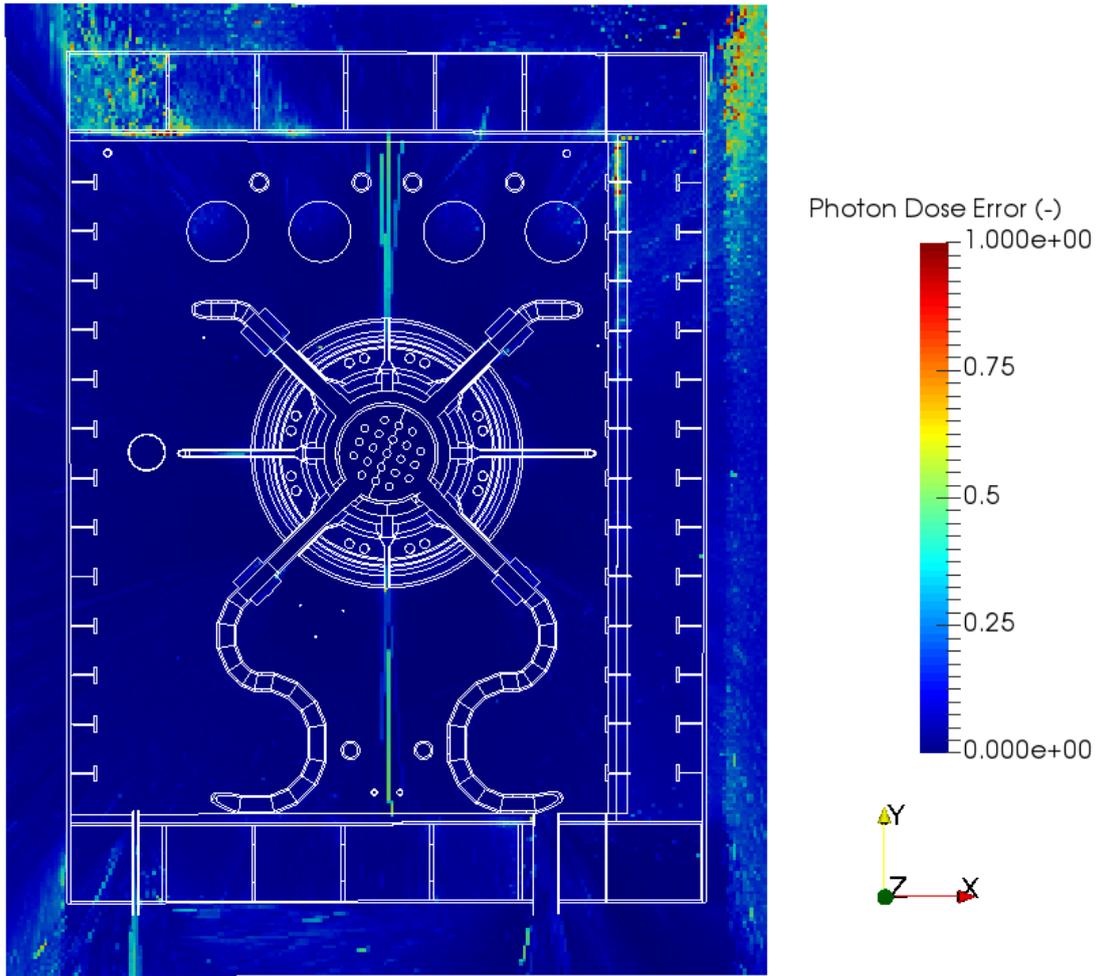


Figura 8-72: Dosis de fotones error relativo [-]. XY Plano. Z=330 cm. NOS-03A.

9. CONCLUSIONES

Los acuerdos medioambientales de Glasgow establecen que La Unión Europea, se compromete a reducir sus emisiones un 55% en 2030 respecto a 1990. EE UU, tras la salida de Donald Trump de la Casa Blanca y la vuelta al Acuerdo de París, se ha comprometido a reducirlos entre un 50% y un 52% en 2030 respecto a los niveles de 2005. Y China se ha fijado como principal objetivo alcanzar su pico de emisiones en 2030, lo que le permitiría seguir con emisiones crecientes durante esta década.

La industria naviera en particular está en el punto de mira de la comunidad internacional y con el paso del tiempo hay más presión sobre el sector para que se establezcan medidas efectivas de reducción de emisiones ya que la actividad genera a día de hoy casi el 3% del CO₂ que va a la atmósfera, aunque en términos relativos (t-milla transportada) es el tipo de transporte más eficiente.

Si fuese un país, el transporte marítimo internacional sería el 6º país que más emisiones de CO₂ produciría, justo por delante de Alemania (Olivier, Janssens-Maenhout, Muntean y Peters, 2016) (101).

Dicho lo anterior, parece demostrado que los reactores navales van a ver un aumento en el número de unidades tanto de aplicación a la Defensa, como a la reducción de gases de efecto invernadero. Este aumento del número de reactores implica sin duda la optimización de los parámetros que afectan directamente a la operación de los buques, como es el peso del blindaje.

Cualquiera que sea la selección del reactor, serán necesarios materiales de blindaje y contar con una metodología optimizada permitirá incrementar peso muerto, y por tanto una mayor eficiencia en el transporte, a la vez que se consiguen emisiones cero de CO₂.

A lo largo de esta Tesis se han podido ir extrayendo algunos conocimientos que han podido ser desarrollados a través de las aproximaciones y cálculos realizados.

Por un lado, una de las conclusiones más importantes es la relación entre el grado de definición de geometría y materiales con el término fuente. De hecho, se ha podido comprobar que partiendo de un término fuente lo suficientemente preciso, se obtienen resultados comparables para diferentes grados de precisión en geometría y materiales. Para la reflexión debe quedar la definición de cuál es el momento más adecuado, en cada fase de proyecto para aplicar modelos representativos acordes a la información de cada dimensión del modelo de transporte, siendo estas dimensiones la geometría, la composición de los materiales y el término fuente.

A lo largo de la experiencia del redactor de esta Tesis, ha podido constatar la aplicación de modelos desequilibrados entre sus dimensiones, haciendo poco fiables los resultados obtenidos. Y sin embargo, tomarlos como referencia para las ulteriores fases de proyecto.

Otra de las situaciones observadas es la relacionada con que modelos muy precisos geoméricamente, gracias a potentes códigos de diseño, con composiciones muy bien definidas, basadas en ensayos de laboratorio, que sin embargo, descuidan el término fuente y utilizan burdas aproximaciones restan fiabilidad a los resultados para ojos expertos. Se invierten grandes cantidades de dinero y tiempo en el desarrollo de modelos desequilibrados, en vez de tratar de invertir esos recursos en definir un término fuente acorde al resto de datos de partida del modelo.

Es intención de esta Tesis traer a colación y concluir que el equilibrio (geometría, composición de materiales y término fuente) de un modelo permite obtener resultados fiables, a la vez que ahorra recursos.

Por otro lado, se ha creado un inciso en el desarrollo de la Tesis para desarrollar un modelo en el que se ha analizado la posibilidad de detectar la radiación emitida por un término fuente bajo determinadas láminas de agua.

Hay que tener en cuenta que la radiación neutrónica que escapa de la contención y por lo tanto, es capturada en gran parte por el agua, emitiría radiación gamma que se sumaría a la que escapa de la contención.

Este término fuente gamma (gammas instantáneos de fisión más gammas de captura neutrónica en el agua) es el seleccionado para el modelo "Sumergido", con láminas de agua del orden de los metros.

La conclusión obtenida ha sido que la radiación observada en el exterior para profundidades superiores a 27 metros es difícilmente distinguible de la radiación de fondo del lugar (véase Figura 8-16).

Por lo tanto, la detección de reactores sumergidos únicamente por detección de la radiación gamma emitida parece imposible para profundidades de varias decenas de metros.

Incluso en el caso de profundidades menores a 27 metros, el tiempo que debería estar emitiendo el término fuente, y el detector en posición de medida, podrían hacer poco práctico cualquier sistema basado en esta aproximación.

También se ha realizado la comparación entre las isotopías obtenidas para combustibles con diferentes grados de enriquecimiento (véase Apartado 8.4), obteniéndose resultados

interesantes respecto a la reducción de la contribución a la dosis de un 30% por decaimiento de los productos de fisión para el caso con un 90% en ^{235}U .

Respecto a la optimización, se ha sistematizado un proceso basado en algoritmos genéticos capaz de analizar diferentes parámetros (dimensión y materiales) y tomar decisiones en función de los resultados obtenidos a lo largo del proceso de optimización del valor de dosis.

Este código de optimización formará parte de la propiedad intelectual de la empresa IDOM, gracias a la cuál se ha podido finalizar esta Tesis.

Es de especial relevancia remarcar que esta herramienta se ha utilizado para optimizar el núcleo analizado durante la Tesis, pero que hay que adaptarlo a cada caso concreto. Por ello, la interfaz de usuario permite la modificación del término fuente de manera que pueda ser fácilmente adaptable.

Hay que decir que esta herramienta se encuentra en proceso de validación y que se ha usado para la optimización del reactor seleccionado para integrarse en la naviera Knutsen, actualmente en desarrollo de conversión de motores de fuel oil pesado a propulsión nuclear.

Vistas las conclusiones particulares, se considera que esta Tesis ha cumplido con los objetivos planteados.

10. REFERENCIAS

1. **ICRP International Commission on Radiological Protection.** ICRP, 1996. Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication 74. Ann. ICRP 26 (3-4). 1996.
2. —. ICRP, 2012. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. ICRP Publication 119. Ann. ICRP 41 (Suppl.). [ed.] C.H Clement. October 2011.
3. **Lobner, Peter.** *Marine Nuclear Power: 1939-2018.* 2018.
4. **Association, World Nuclear.** <https://world-nuclear.org/information-library/non-power-nuclear-applications/transport/nuclear-powered-ships.aspx>.
5. **Wikipedia.** https://en.wikipedia.org/wiki/Rankine_cycle.
6. **Lobner, Peter.** *Marine Nuclear Power 1939-2018 Part 1: Introduction.* 2018.
7. **Saunders, S.C.** *Jane's Fighting Ships 2014-2015: Yearbook.* 117. London : IHS Inc., 2015.
8. **US Nuclear Regulatory Commission.** *Risk-Informed Categorization and Treatment of Structures, Systems and Components for Nuclear Power Plants 10 CFR 50.69.* 2003.
9. **Klahm, T.** *When Two Worlds Merge—A Compact and Efficient Plate Heat Exchanger Combined with a Pressure and Temperature Resistant Shell.* 2009.
10. **III, Theodore Rockwell.** *Reactor Shielding Manual.* 1. s.l. : Naval Reactors Branch, Division Of Reactor Development, United States Atomic Energy Commission, 1950.
11. **Fribourg, Charles.** *Nuclear Reactor Having Plate or Micro-Channel Heat Exchangers integrated in the Vessel.* s.l. : WIPO Patent WO 2013/153076 A1.
12. *Investigation into the Unintended Consequences of Converting the US Nuclear Naval Fleet from HEU to LEU. (NSEL), Virginia Tech Nuclear Science and Engineering Lab.* Arlington : s.n., 2014.
13. **Energy, DOE Department of.** *Occupational Radiation Exposure from Naval Reactors' Department Of Energy Facilities Report NT-21-3.* Washington : Naval Nuclear Propulsion Program - Office of Naval Reactors, 2021.
14. **Ahnert, Carolina.** *Reactores Nucleares Navales - Apuntes de la asignatura.* s.l. : Escuela Técnica Superior de Ingenieros Navales - Universidad Politécnica de Madrid, 2011.

15. **Administration, U.S. Department of Transportation - Maritime.** *N.S. Savannah Updated Final Safety Analysis Report STS-004-002.* s.l. : TOTES Services, Inc., 2017.
16. *Historic survey on nuclear merchant ships.* **Ondir Freire, Luciano, Alves de Andrade, Delvonei.** s.l. : Elsevier, 2015, Elsevier.
17. **IAEA International Atomic Energy Agency.** *Mutsu Radioactivity Leak Investigation Report.* s.l. : Atomic Energy Commission, 1975.
18. *Radiation Leaks from Nuclear Power Ship "Mutsu".* **Nakao, Masayuki.** s.l. : Failure Knowledge Database / 100 Selected Cases, 1992.
19. **CNNC.** <https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2017/2017>.
20. *iPWR: Integral Pressurized Water Reactor.* **Davis, Will.** s.l. : Nuclear Newswire, 2017.
21. *Historical Perspective on Small Modular Reactors.* **Ingersoll, Daniel.** s.l. : ORNL, 2010.
22. *Analysis of past, present and future applications of nuclear power for propulsion of marine vehicles.* **Bauman, James R.** s.l. : Massachusetts Institute of Technology, 1972.
23. *COO-284, Small Nuclear Power Plants.* **IAEA International Atomic Energy Agency.** 1967.
24. **General Electric.** *Summary Report 630A Maritime Nuclear Steam Generator Scoping Study.* s.l. : Nuclear Materials & Propulsion Operation, 1962.
25. *Report GEMP-175.* **Electric, General.** 1963.
26. *Marine application of an advanced gas-cooled reactor propulsion system.* **Thompson, R.E. & Miller, T.T.** s.l. : The Society of Naval Architects and Marine Engineers, 1977.
27. **www.atomicpowerreview.blogspot.com.**
28. *Design and properties of marine reactors and associated R&D Studsvik/ES-96/29.* **Gagarinski, Andrei, Ignatiev, Victor and Devell, Lennart.** s.l. : Studsvik Eco & Safety AB, 1996.
29. **1999, La Gazette Nucléaire n° 175/176 Juin.**
30. **T. Ishida, M. Ochiai, T. Hoshi.** *Advanced Marine Reactor MRX and its Application for Electricity and Heat Co-generation.* s.l. : Japan Atomic Energy Research Institute.
31. **Ishida, T. et al.** *Emerging Nuclear Energy Systems: ICENES 93 - DRX (Deep-Sea reactor X) design study.* 1993.

32. www.zona-militar.com.

33. *El reactor naval, una fisura en la no proliferación*. **Liaño Cuquerella, José María**. s.l. : Revista General de Marina, 2021.

34. **Department of Energy**. *Report on low enriched uranium for Naval Reactor Cores*. Washinton, DC : United States Department of Energy, 2014.

35. **ASME**. *BPVC Section II Part A. Boiler and Pressure Vessel Code - Ferrous Material Specifications*. 2015.

36. **ANS**. *ANSI/ANS-18.1-2016: Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors*. 2016.

37. **U.S. Nuclear Regulatory Commission**. *NUREG 0017 Rev. 1 Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Pressurized Water Reactors*. 1985.

38. **Comisión Federal de Electricidad**. *GEK-802A, Core Source Term for GE14*. NUREG-1465, *Accident Source Term for Light Water Nuclear Power Plants*.

39. *NUREG-800 Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition*. **U.S. Nuclear Regulatory Commission**.

40. *Derivation of the Source Term and Analysis of the Radiological Consequences of Research Reactor Accidents*. **IAEA International Atomic Energy Agency**. 2008, Vol. Safety Report Series no. 53.

41. *R.G.-1.183 - Alternative radiological source terms for evaluating design basis accidents at nuclear power reactors*. **U.S. Nuclear Regulatory Commission**. July 2000.

42. *D.G.-1199 - Alternative radiological source terms for evaluating design basis accidents at nuclear power reactors*. **U.S. Nuclear Regulatory Commission**. 2009.

43. *10 CFR 20 - Standards for Protection against Radiation*. **U.S. Nuclear Regulatory Commission**.

44. **Forum, TSF - The Shielding**. *NTEC Radiation Shielding Module: A shielding application*. 2010.

45. **Glasstone, Samuel & Sesonske, Alexander**. *Nuclear Reactor Engineering. Reactor Design Basics*. New York : Chapman & Hall, 1994.

46. **Verdeau, J. de Ladonchamps & J.J.** Réacteurs Nucléaires a Eau Pressurizée. Théorie, Technologie et Applications a la Propulsion Navale. Paris : Masson & Cie, 1972.
47. **Jesús Marino, Raúl Guillermo.** Blindaje Radiológico de Reactores Compactos de Baja Potencia: Cálculo y Diseño. s.l. : CNEA - Universidad Nacional de Cuyo - Universidad de Buenos Aires, 2004.
48. **Schaeffer, N. M.** Reactor Shielding for Nuclear Engineers. s.l. : U. S. Atomic Energy Commission, 1981.
49. **Komarovski, A. N.** Design of Nuclear Plants, translated from Storoitel'stvo Yadernykh Ustanovok. Moscow : Atomizdat, 1965.
50. https://ecen.com/eee53/eee53p/reator_labegene.htm. 2019.
51. **Dassault Systèmes.** Catia. [Online] 2017. <https://www.3ds.com/products-services/catia/>.
52. **Bentley.** MicroStation. <https://www.bentley.com/en/products/brands/microstation>. [Online] 2017. <https://www.bentley.com/en/products/brands/microstation>.
53. CAD-based Monte Carlo Program for Integrated Simulation of Nuclear System SuperMC. **Wu YC, SongJ, ZhengHQ, et al.** s.l. : Annuals of Nuclear Energy, Vols. 82,2015 (161–168). WuYC, FDS Team. <http://www.fds.org.cn/en/software/SuperMC.asp>.
54. **Leppänen, Jaakko.** Serpent 2 Wiki. http://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php/Main_Page. [Online] 2017. http://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php/Main_Page.
55. **Cacuci, Dan Gabriel.** Handbook of Nuclear Engineering. Vol. I Nuclear Engineering Fundamentals. [ed.] Springer. Karlsruhe : s.n., 2010.
56. **J., Sanz, O., Cabellos and N., Garcia-Herranz.** ACAB Inventory code for nuclear applications: User's Manual V.2008. December 2008.
57. **Sanz, Javier, Cabellos, Oscar and García-Herranz, Nuria.** ACAB Inventory code for nuclear applications: User's Manual V. 2008. December 2008.
58. **ANS.** ANSI/ANS-5.1-2014 Decay Heat Power in Light Water Reactors. 2014.
59. **NNDC.** ENDF/B-VII.1 Evaluated Nuclear Data Library. [Online] 2017. <http://www.nndc.bnl.gov/endl/b7.1/index.html>.

60. **Ltda, UNITÉCNICA. Nuclear Engineering. São Paulo :**
<https://unitecnica.com.br/portf%C3%B3lio-de-projetos>, 2021.
61. <https://www.zona-militar.com/2019/10/17/armada-brasilena-firma-contrato-para-construir-reactor-nuclear-naval/?nowprocket=1>. 2019.
62. <https://americamilitar.com/brasil/213-armada-del-brasil-p14.html>. 2019.
63. <https://www.nuclep.gov.br/pt-br/produtos-servicos/setor-de-defesa>.
<https://www.nuclep.gov.br/pt-br/produtos-servicos/setor-de-defesa>.
64. <https://www.elsnorkel.com/2019/10/brasil-amazul-y-nuclep-firman-contrato-prototipo-reactor-nuclear-submarino-brasil.html>. [Online] 2019.
65. *MCNP Users Manual - Code Version 6.2 report LA-UR-17-29981. Los Alamos National Laboratory. [ed.] C.J. Werner. 2017. LA-UR-03-1987.*
66. *Nuclear Merchant Ship Reactor Shield Design Summary Report. W.R. Smith, M.A. Turner. Lynchburg, Virginia : Atomic Energy Division, Babcock and Wilcox Company, 1959.*
67. *NUREG/CR-3474. Long-lived Activation Products in Reactor Materials. Richland : s.n., 1984.*
68. *PNNL. PNNL-15870 Rev. 1. Compendium of Material Composition Datafor Radiation Transport Modeling. 04/03/2011.*
69. *CTMSP. R11.01-2130-EN-01 Rev. 01. Revisão da EN: Especificação Técnica para o Projeto do Reator do LABGENE, para Potências de 14,4 MWt e 48 MWt. 14/04/2015.*
70. *Kaefer. Thermal insulation.*
71. *Physical Characterization of Austenitic Stainless Steels AISI 304 and AISI 348L*. Teodoro, Celso Antonio and Rosa da Silva, José Eduardo. 2009, International Nuclear Atlantic Conference - INAC.*
72. *NAVSEA Technical Publication T9074 HY 80/100 (MIL-S-16216). NAVSEA.*
73. [www.stainlesssteel-sheetmetal.com. http://www.stainlesssteel-sheetmetal.com/sale-3018606-asme-sb-575-c-22-hastelloy-plate-sheet-uns-n06022-for-marine-power.html](http://www.stainlesssteel-sheetmetal.com/sale-3018606-asme-sb-575-c-22-hastelloy-plate-sheet-uns-n06022-for-marine-power.html).

74. Lin, Chien C. *Radiochemistry in Nuclear Power Reactors*. Washington : National Academy Press, September 06, 1996.

75. *Revisiting Stainless Steel as PWR Fuel Rod Cladding after Fukushima Daiichi Accident*. Abe, Alfredo. s.l. : Journal of Power and Energy Engineering, 2014.

76. *Assessment of stainless steel 348 fuel rod performance against literature available data using TRANSURANUS code*. Giovedi, Claudia et al. São Paulo : EPJ Nuclear Science Technology, 2016.

77. *Revisiting Stainless Steel as PWR Fuel Rod Cladding after Fukushima Daiichi Accident*. Abe, Alfredo. s.l. : Journal of Power and Energy Engineering, 2014.

78. Comley, G. C. W. *The significance of corrosion products in water reactor coolant circuits*. August 31, 1984.

79. Oak Ridge National Laboratory. *SCALE: "A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design"*. 2011.

80. D. Peplow, S. Bowman, E. Horwedel, J.C. Wagner. *"Monaco/MAVRIC: Computational Resources for Radiation Protection and Shielding in SCALE"*. s.l. : Transaction American Nuclear Society, 2006.

81. J.C. Wagner, E.D. Blakeman, D.E. Peplow. *"Forward-Weighted CADIS Method for Global Variance Reduction"*. s.l. : Transactions of the American Nuclear Society, no. 97, 2007.

82. J.C. Wagner, A. Haghghat. *"Automated Variance Reduction Of Monte Carlo Shielding Calculations Using the Discrete Ordinates Adjoint Function"*. s.l. : Nuclear Science and Engineering, 1998.

83. Wagner, J.C., Peplow, D.E., Mosher, S.W., Evans, T.M. *Review of hybrid (deterministic/Monte Carlo) radiation transport methods, codes, and applications at Oak Ridge National Laboratory*. Oak Ridge : Prog. Nucl. Sci. Technol. 2, 808-814, 2011.

84. A. Haghghat, H. Hiruta, B. Petrovic, J.C. Wagner. *"Performance of the Automated Adjoint Accelerated MCNP (A3MCNP) for simulation of a BWR core shroud problem"*. Madrid : Proceeding of International Conference on Mathematics and Computation in Reactor Physics, and Environmental Analysis in Nuclear Applications, 1999.

85. *"Automated weight-window generation for threat detection applications using ADVANTG"*. S. Mosher, T. Miller, T. Evans, J.C. Wagner. Saratoga Springs, NY :

Proceeding of the 2009 Internationals Conference on Advances in Mathematics, Computational Methods, and Reactor Physics, 2009.

86. "Monaco/MAVRIC: Computational Resources for Radiation Protection and Shielding in SCALE". D. Peplow, S. Bowman, E. Horwedel, J.C. Wagner. s.l. : Transaction American Nuclear Society, 2006.

87. "Forward-Weighted CADIS Method for Global Variance Reduction". J.C. Wagner, E.D. Blakeman, D.E. Peplow. s.l. : Transactions of the American Nuclear Society, 2007.

88. "Forward-Weighted CADIS Method for Variance Reduction of Monte Carlo Calculations of Distributions and Multiple Localized Quantities". J.C. Wagner, E.D. Blakeman, D.E. Peplow. [ed.] American Nuclear Society. s.l. : International Conference on Mathematics, Computational Methods & Reactor Physics, 2009.

89. "Global Evaluation of Prompt Dose Rates in ITER Using Hybrid Monte Carlo/Deterministic Technique". A. M. Ibrahim, M. E. Sawan, S. W. Mosher, T. M. Evans, D. E. Peplow, P. P. Wilson, J. C. Wagner. s.l. : Fusion Science and Technology, 2011, Vol. 60.

90. "Developments and needs in nuclear analysis of fusion technology". R. Pampin, A. Davis, J. Izquierdo, D. Leichtle, M.J. Loughlin, J. Sanz, A. Turner, R. Villari, P.P.H. Wilson. s.l. : Fusion Engineering and Design, 2013, Vol. 88.

91. "Assessment of Fusion Facility Dose Rate Map Using Mesh Adaptivity Enhancements of Hybrid Monte Carlo/Deterministic Techniques" . A.M. Ibrahim, P.P. Wilson, M.E. Sawan, S.W. Mosher, D.E. Peplow, R.E. Grove. s.l. : Fusion Engineering and Design, 2014, Vol. 89.

92. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data. Chadwick, M.B., Herman, M. and Obložinský, P. 12, 2011, Nuclear Data Sheets, Vol. 112, pp. 2887-2996.

93. White, M.C. Photoatomic Data Library MCPLIB04: A New Photoatomic Library Based On Data From ENDF/B-VI Release 8. s.l. : LANL internal memorandum X-5:MCW-02-111 and LA-UR-03-1019, 2002.

94. <https://www-xdiv.lanl.gov/projects/data/nuclear/mcnpdata/mcplib.html>. [Online]

95. Study on the design and experimental verification of multilayer radiation shield against mixed neutrons and gamma-rays. Guang Hu, Huasi Hu, Quanzhan Yang, Bo Yu, Weiqiang Sun. s.l. : Elsevier - Nuclear Engineering and Technology, 2020, Vols. 52 178-184.

97. *al., Zhenping Chen et. Multi-objective Optimization Strategies for Radiation Shielding Design with Genetic Algorithm. s.l. : Computer Physics Communications, 2020.*
98. *Bouhassoun, Omar, Garrido, Cristian and Hueso, César (IDOM). ISOT IDOM Shielding Optimization Tool. Bilbao : s.n., 2022.*
99. *Kitware. Paraview. [Online] 2017. <https://www.paraview.org/>.*
100. *Radiation, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic. Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation. Nueva York : s.n., 1988 .*
101. *Olivier J, Janssens-Maenhout G, Muntean M, Peters J. Trends in global CO2 emissions: 2016 Report. s.l. : European Commission, 2016.*
102. *NNDC. Current Version of Nuclear Wallet Cards. [Online] 2017. <http://www.nndc.bnl.gov/wallet/wccurrent.html>.*
103. *IDOM Consulting, Engineering & Architecture, S.A.U. 20534 IIT-001 "Radioactive Source Term Report". Bilbao : s.n., April 19, 2017. CD 20534.07.08.*
104. *Diversifiedmetals. <http://www.diversifiedmetals.com/product/hy-100-steel/>.*
105. *Oak Ridge National Laboratory. Validation of the SCALE System for PWR Spent Fuel Isotopic Composition Analyses. 1995. ORNL/TM-12667.*

ANEXO I

Composiciones Isotópicas de los Materiales

A1 COMPOSICIONES ISOTÓPICAS DE LOS MATERIALES

A1.1 Agua del Circuito Primario

	Isótopo	Fracción atómica [-]
Agua	1001	6.66590E-01
	1002	7.66667E-05
	8016	3.32523E-01
	8017	1.26667E-04
	8018	6.83333E-04
Densidad	0,76628 g/cm ³	

Tabla A2-1: Composición isotópica y densidad del agua del circuito primario.

A1.2 Agua de Blindaje

	Isótopo	Fracción atómica [-]
Agua	1001	6.66590E-01
	1002	7.66667E-05
	8016	3.32523E-01
	8017	1.26667E-04
	8018	6.83333E-04
Densidad	0,98328 g/cm ³	

Tabla A2-2: Composición isotópica y densidad del agua de blindaje.

A1.3 SA-240-321 (Aislamiento térmico)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	3.63387E-03
7014	3.88087E-03
7015	1.41780E-05
14028	1.34364E-02
14029	6.82582E-04
14030	4.50489E-04
15031	7.92635E-04
16032	4.84947E-04
16033	3.82893E-06
16034	2.16973E-05
16036	5.10524E-08
22046	6.58224E-04
22047	5.93599E-04
22048	5.88173E-03
22049	4.31636E-04
22050	4.13285E-04
24050	8.66227E-03
24052	1.67043E-01
24053	1.89414E-02
24054	4.71491E-03
25055	1.98617E-02
26054	3.72283E-02
26056	5.84404E-01
26057	1.34964E-02
26058	1.79613E-03
27059	9.25763E-04
28058	7.59370E-02
28060	2.92507E-02
28061	1.27151E-03
28062	4.05424E-03
28064	1.03236E-03
Densidad	0,20964 g/cm³

Tabla A2-3: Composición isotópica y densidad: SA-240-321.

A1.4 Aire

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.50000E-04
7014	7.81576E-01
7015	2.85533E-03
8016	2.10236E-01
8017	8.00842E-05
8018	4.32033E-04
18036	1.55825E-05
18038	2.93806E-06
18040	4.65248E-03
Densidad	0,001205 g/cm ³

Tabla A2-4: Composición isotópica y densidad: aire.

A1.5 SS AISI 348L* (Toberas)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.33040E-03
7014	2.70448E-03
7015	9.88027E-06
14028	6.87562E-03
14029	3.49287E-04
14030	2.30522E-04
15031	5.33688E-05
16032	4.89778E-05
16033	3.86707E-07
16034	2.19134E-06
16036	5.15610E-09
24050	8.20063E-03
24052	1.58141E-01
24053	1.79319E-02
24054	4.46363E-03
25055	1.74518E-02
26054	4.00450E-02
26056	6.28621E-01
26057	1.45176E-02
26058	1.93203E-03
27059	4.67493E-04
28058	6.46782E-02
28060	2.49138E-02
28061	1.08299E-03
28062	3.45314E-03
28064	8.79294E-04
41093	1.06756E-03
73181	5.48128E-04
Densidad	7.82471 g/cm³

Tabla A2-5: Composición isotópica y densidad: SS AISI 348L*.

A1.6 SA-240-347 (Envuelta)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.83201E-03
14028	1.35479E-02
14029	6.88246E-04
14030	4.54228E-04
15031	6.21610E-04
16032	2.44485E-04
16033	1.93035E-06
16034	1.09387E-05
16036	2.57380E-08
24050	8.73415E-03
24052	1.68429E-01
24053	1.90985E-02
24054	4.75403E-03
25055	2.00265E-02
26054	3.76322E-02
26056	5.90745E-01
26057	1.36429E-02
26058	1.81562E-03
27059	1.40017E-03
28058	7.65672E-02
28060	2.94934E-02
28061	1.28206E-03
28062	4.08789E-03
28064	1.04092E-03
41093	3.84872E-03
Densidad	7.80463 g/cm³

Tabla A2-6: Composición isotópica y densidad: SA-240-347.

A1.7 SA-965-F347 (Barrilete)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.37999E-03
14028	9.07127E-03
14029	4.60827E-04
14030	3.04136E-04
15031	4.45939E-04
16032	1.63700E-04
16033	1.29250E-06
16034	7.32417E-06
16036	1.72333E-08
24050	8.31047E-03
24052	1.60259E-01
24053	1.81721E-02
24054	4.52342E-03
25055	2.01136E-02
26054	3.85622E-02
26056	6.05344E-01
26057	1.39800E-02
26058	1.86048E-03
27059	9.37507E-04
28058	7.69004E-02
28060	2.96217E-02
28061	1.28764E-03
28062	4.10568E-03
28064	1.04545E-03
41093	2.37875E-03
73181	7.63342E-04
Densidad	7.84622 g/cm³

Tabla A2-7: Composición isotópica y densidad:SA-965-F347 (Barrilete).

A1.8 SA-508 Grade 3 Class 1 (Vasija)

Isótopo	Fracción atómica [-]
5010	3.05514E-05
5011	1.22973E-04
6000	1.05933E-02
13027	5.12564E-04
14028	5.44964E-03
14029	2.76846E-04
14030	1.82713E-04
15031	2.14322E-04
16032	1.31125E-04
16033	1.03531E-06
16034	5.86675E-06
16036	1.38041E-08
20040	2.00711E-04
20042	1.33959E-06
20043	2.79512E-07
20044	4.32726E-06
20046	8.28185E-09
20048	3.87176E-07
22046	1.43018E-05
22047	1.28976E-05
22048	1.27797E-04
22049	9.37852E-06
22050	8.97980E-06
23050	3.25782E-07
23051	1.29987E-04
24050	6.93415E-05
24052	1.33718E-03
24053	1.51626E-04
24054	3.77428E-05
25055	1.51043E-02
26054	5.57061E-02
26056	8.74466E-01
26057	2.01952E-02
26058	2.68761E-03
27059	1.87739E-04

Isótopo	Fración atómica [-]
28058	5.45400E-03
28060	2.10086E-03
28061	9.13232E-05
28062	2.91186E-04
28064	7.41466E-05
29063	5.41787E-04
29065	2.41708E-04
41093	5.95440E-05
42092	4.60750E-04
42094	2.90149E-04
42095	5.02290E-04
42096	5.28610E-04
42097	3.04418E-04
42098	7.73413E-04
42100	3.11395E-04
Densidad	7.84920 g/cm³

Tabla A2-8: Composición isotópica y densidad:SA-508 Grade 3 Class 1.

A1.9 SA-240-304 (Chapas)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	3.18146E-03
7014	3.88310E-03
7015	1.41861E-05
14028	1.34442E-02
14029	6.82974E-04
14030	4.50748E-04
15031	6.16849E-04
16032	3.23484E-04
16033	2.55409E-06
16034	1.44732E-05
16036	3.40545E-08
24050	8.89534E-03
24052	1.71538E-01
24053	1.94510E-02
24054	4.84176E-03
25055	1.98731E-02
26054	3.82381E-02
26056	6.00257E-01
26057	1.38625E-02
26058	1.84485E-03
27059	9.26295E-04
28058	6.64831E-02
28060	2.56090E-02
28061	1.11321E-03
28062	3.54950E-03
28064	9.03831E-04
Densidad	7.77067 g/cm³

Tabla A2-9: Composición isotópica y densidad:SA-240-304.

A1.10 SA-312 TP 304L (Tubos)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.59482E-03
14028	1.79717E-02
14029	9.12976E-04
14030	6.02544E-04
15031	6.18436E-04
16032	3.24316E-04
16033	2.56066E-06
16034	1.45104E-05
16036	3.41421E-08
24050	9.14690E-03
24052	1.76389E-01
24053	2.00011E-02
24054	4.97869E-03
25055	1.99242E-02
26054	3.65636E-02
26056	5.73970E-01
26057	1.32555E-02
26058	1.76406E-03
27059	7.42943E-04
28058	8.25242E-02
28060	3.17880E-02
28061	1.38181E-03
28062	4.40593E-03
28064	1.12191E-03
Densidad	7.78863 g/cm³

Tabla A2-10: Composición isotópica y densidad:SA-312 TP 304L.

A1.11 SA-516-G70 (Blindaje Primario)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.32994E-02
14028	5.06448E-03
14029	2.57280E-04
14030	1.69799E-04
15031	6.22419E-04
16032	3.26405E-04
16033	2.57715E-06
16034	1.46039E-05
16036	3.43620E-08
25055	1.03772E-02
26054	5.65794E-02
26056	8.88176E-01
26057	2.05118E-02
26058	2.72975E-03
27059	1.86932E-03
Densidad	7.83085 g/cm³

Tabla A2-11: Composición isotópica y densidad: SA-516-G70.**A1.12 Plomo**

Isótopo	Fracción atómica [-]
82204	1.40000E-02
82206	2.41000E-01
82207	2.21000E-01
82208	5.24000E-01
Densidad	11.35 g/cm³

Tabla A2-12: Composición isotópica y densidad: Plomo.

A1.13 Boral

Isótopo	Fracción atómica [-]
5010	2.31929E-02
5011	9.33541E-02
11023	5.48100E-03
13027	8.68116E-01
14028	1.65448E-03
14029	8.40489E-05
14030	5.54705E-05
19039	6.01048E-03
19040	7.54065E-07
19041	4.33761E-04
22046	2.16975E-05
22047	1.95672E-05
22048	1.93884E-04
22049	1.42283E-05
22050	1.36234E-05
26054	7.91413E-05
26056	1.24235E-03
26057	2.86913E-05
26058	3.81828E-06
Densidad	2.6 g/cm³

Tabla A2-13: Composición isotópica y densidad: Boral.

A1.14 Hormigón

Isótopo	Fracción atómica [-]
1001	1.68006E-01
1002	1.93229E-05
8016	5.61820E-01
8017	2.14012E-04
8018	1.15454E-03
11023	2.13646E-02
13027	2.13422E-02
14028	1.87433E-01
14029	9.52173E-03
14030	6.28414E-03
20040	1.80254E-02
20042	1.20306E-04
20043	2.51024E-05
20044	3.88623E-04
20046	7.43776E-07
20048	3.47715E-05
26054	2.48178E-04
26056	3.89587E-03
26057	8.99725E-05
26058	1.19737E-05
Densidad	2.3 g/cm³

Tabla A2-14: Composición isotópica y densidad: Hormigón.

A1.15 Polietileno Borado

Isótopo	Fracción atómica [-]
1001	6.47870E-01
1002	7.45137E-05
5010	4.46847E-03
5011	1.79862E-02
6000	3.29600E-01
Densidad	1.04 g/cm ³

Tabla A2-15: Composición isotópica y densidad: Polietileno Borado.

A1.16 Carburo de Boro

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	2.00019E-01
5010	1.59996E-01
5011	6.39985E-01
Densidad	1.9 g/cm ³

Tabla A2-16: Composición isotópica y densidad: Carburo de Boro.

A1.17 SA-965-F347 (Toberas de instrumentación/barras de control)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.38002E-03
14028	9.07150E-03
14029	4.60839E-04
14030	3.04144E-04
15031	4.45951E-04
16032	1.63704E-04
16033	1.29253E-06
16034	7.32436E-06
16036	1.72338E-08
24050	8.31068E-03
24052	1.60263E-01
24053	1.81726E-02
24054	4.52354E-03
25055	2.01141E-02
26054	3.85343E-02
26056	6.04905E-01
26057	1.39699E-02
26058	1.85914E-03
27059	1.40630E-03
28058	7.69024E-02
28060	2.96225E-02
28061	1.28767E-03
28062	4.10578E-03
28064	1.04548E-03
41093	2.37881E-03
73181	7.63362E-04
Densidad	7.84671 g/cm³

Tabla A2-17: Composición isotópica y densidad: SA-965-F347 (Toberas de instrumentación/Barras de control).

A1.18 Inconel 600

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	4.63822E-03
14028	6.06670E-03
14029	3.08193E-04
14030	2.03401E-04
16032	1.68430E-04
16033	1.32985E-06
16034	7.53581E-06
16036	1.77313E-08
24050	7.36302E-03
24052	1.41988E-01
24053	1.61004E-02
24054	4.00772E-03
25055	6.72581E-03
26054	4.75986E-03
26056	7.47197E-02
26057	1.72560E-03
26058	2.29646E-04
27059	7.72256E-04
28058	4.95128E-01
28060	1.90722E-01
28061	8.29057E-03
28062	2.64347E-02
28064	6.73122E-03
29063	2.01044E-03
29065	8.96922E-04
Densidad	8.47 g/cm³

Tabla A2-18: Composición isotópica y densidad: Inconel 600.

A1.19 Inconel 600 (10 %) Aire (90 %)

	Isótopo	Fracción atómica [-]
Aire	6000	1.35000E-04
	7014	7.03418E-01
	7015	2.56980E-03
	8016	1.89212E-01
	8017	7.20758E-05
	8018	3.88830E-04
	18036	1.40242E-05
	18038	2.64425E-06
	18040	4.18723E-03
	Inconel 600	6000
14028		6.06670E-04
14029		3.08193E-05
14030		2.03401E-05
16032		1.68430E-05
16033		1.32985E-07
16034		7.53581E-07
16036		1.77313E-09
24050		7.36302E-04
24052		1.41988E-02
24053		1.61004E-03
24054		4.00772E-04
25055		6.72581E-04
26054		4.75986E-04
26056		7.47197E-03
26057		1.72560E-04
26058		2.29646E-05
27059		7.72256E-05
28058		4.95128E-02
28060		1.90722E-02
28061	8.29057E-04	
28062	2.64347E-03	
28064	6.73122E-04	
29063	2.01044E-04	
29065	8.96922E-05	
Densidad	0,84808 g/cm³	

Tabla A2-19: Composición isotópica y densidad: Inconel (10 %) Aire (90 %) homogeneización.

A1.20 Inconel 600 (50 %) Aire (50 %)

	Isótopo	Fracción atómica [-]
Aire	6000	7.50000E-05
	7014	3.90788E-01
	7015	1.42766E-03
	8016	1.05118E-01
	8017	4.00421E-05
	8018	2.16017E-04
	18036	7.79123E-06
	18038	1.46903E-06
	18040	2.32624E-03
	Inconel 600	6000
14028		3.03335E-03
14029		1.54097E-04
14030		1.01700E-04
16032		8.42148E-05
16033		6.64924E-07
16034		3.76790E-06
16036		8.86565E-09
24050		3.68151E-03
24052		7.09942E-02
24053		8.05018E-03
24054		2.00386E-03
25055		3.36291E-03
26054		2.37993E-03
26056		3.73598E-02
26057		8.62802E-04
26058		1.14823E-04
27059		3.86128E-04
28058		2.47564E-01
28060		9.53608E-02
28061		4.14528E-03
28062		1.32173E-02
28064		3.36561E-03
29063	1.00522E-03	
29065	4.48461E-04	
Densidad	4.23560 g/cm³	

Tabla A2-20: Composición isotópica y densidad: Inconel (50 %) Aire (50 %) homogeneización.

A1.21 Homogeneización Nodo Núcleo del Reactor

	Isótopo	Nodo 1 Fracción atómica [-]	Nodo 2 Atomic fraction [-]	Nodo 3 Atomic fraction [-]
	1001	-	1.21951E-08	1.78108E-08
	1002	-	3.90297E-09	5.49796E-09
	1003	-	4.37189E-08	6.08619E-08
	2003	-	8.54045E-10	1.09596E-09
	2004	-	1.93363E-06	2.83447E-06
	3006	-	9.43192E-09	1.26403E-08
	3007	-	5.50231E-10	9.22187E-10
	4009	-	2.53131E-10	3.58201E-10
	5010	-	1.31000E-09	1.56384E-09
	5011	-	1.60075E-11	3.08827E-11
	7014	-	1.04136E-12	1.49493E-12
	7015	-	7.59066E-10	1.14387E-09
	8016	-	2.00028E-01	1.99953E-01
	8017	-	7.61927E-05	7.61622E-05
	8018	-	4.11058E-04	4.10906E-04
	9019	-	1.55337E-11	2.21079E-11
	27058	-	7.74946E-18	1.05921E-17
Combustible	34079	-	1.92042E-07	2.63196E-07
	36085	-	1.05699E-06	1.42925E-06
	37086	-	2.58502E-10	5.01408E-10
	38089	-	3.68558E-06	4.85166E-06
	38090	-	2.12597E-05	2.86282E-05
	39090	-	5.38478E-09	7.27455E-09
	39091	-	5.31713E-06	7.03270E-06
	40091	-	1.68764E-05	2.29420E-05
	40092	-	2.30896E-05	3.12618E-05
	40093	-	2.48475E-05	3.37378E-05
	40094	-	2.48320E-05	3.37867E-05
	40095	-	6.64976E-06	8.92105E-06
	40096	-	2.47704E-05	3.38081E-05
	41095	-	3.50065E-06	4.72897E-06
	42095	-	1.51284E-05	2.07612E-05
	42097	-	2.36787E-05	3.23974E-05
	42098	-	2.29657E-05	3.15490E-05
	42099	-	2.90217E-07	3.89608E-07
	42100	-	2.51396E-05	3.45854E-05

Isótopo	Nodo 1 Fracción atómica [-]	Nodo 2 Atomic fraction [-]	Nodo 3 Atomic fraction [-]
43099	-	2.39625E-05	3.27429E-05
44101	-	2.10646E-05	2.90198E-05
44102	-	1.79228E-05	2.49437E-05
44103	-	2.39589E-06	3.37105E-06
44105	-	5.10584E-09	7.77087E-09
44106	-	2.24213E-06	3.51196E-06
45103	-	1.10123E-05	1.53227E-05
45105	-	4.00343E-08	6.06040E-08
46105	-	5.30821E-06	7.91198E-06
46108	-	8.48795E-07	1.45400E-06
47109	-	5.46633E-07	9.52730E-07
47111	-	8.06216E-09	1.31260E-08
50125	-	3.19094E-09	4.78483E-09
50126	-	3.29389E-07	4.89179E-07
51124	-	4.40479E-10	8.26941E-10
51125	-	1.62862E-07	2.41655E-07
51126	-	1.04781E-09	1.62932E-09
52132	-	2.42208E-07	3.27633E-07
53131	-	4.14002E-07	5.62460E-07
53135	-	3.00044E-08	4.02503E-08
54132	-	1.76639E-05	2.46554E-05
54133	-	5.98318E-07	8.04518E-07
54134	-	3.07407E-05	4.20743E-05
54135	-	2.57207E-08	3.14483E-08
54136	-	3.70630E-05	5.31965E-05
55133	-	2.53750E-05	3.46414E-05
55134	-	3.21804E-07	6.61253E-07
55135	-	1.58413E-05	1.95715E-05
55136	-	6.94487E-09	1.20555E-08
55137	-	2.41525E-05	3.32126E-05
56138	-	2.65471E-05	3.63378E-05
56140	-	1.35509E-06	1.80778E-06
57139	-	2.51274E-05	3.44132E-05
57140	-	1.78598E-07	2.38531E-07
58140	-	2.33905E-05	3.20404E-05
58141	-	3.19748E-06	4.28658E-06

Isótopo	Nodo 1 Fracción atómica [-]	Nodo 2 Atomic fraction [-]	Nodo 3 Atomic fraction [-]
58142	-	2.30414E-05	3.15128E-05
58143	-	1.35512E-07	1.79667E-07
58144	-	1.43758E-05	1.94754E-05
59141	-	1.99478E-05	2.73555E-05
59143	-	1.33112E-06	1.76655E-06
60143	-	2.10576E-05	2.84519E-05
60144	-	7.53843E-06	1.06448E-05
60145	-	1.53429E-05	2.08386E-05
60146	-	1.20867E-05	1.66493E-05
60147	-	4.19365E-07	5.61061E-07
60148	-	6.84560E-06	9.42709E-06
60150	-	2.80432E-06	3.90948E-06
61147	-	7.09429E-06	9.42625E-06
62147	-	8.83046E-07	1.18326E-06
62148	-	3.63807E-07	7.02151E-07
62149	-	3.51458E-07	3.85832E-07
62150	-	4.05470E-06	5.78502E-06
62151	-	9.97422E-07	1.21332E-06
62152	-	1.85253E-06	2.68817E-06
62153	-	9.62874E-09	1.61663E-08
62154	-	3.76452E-07	5.50227E-07
63151	-	2.64939E-09	2.89067E-09
63152	-	1.16845E-09	1.63136E-09
63153	-	8.19368E-07	1.27098E-06
63154	-	4.20129E-08	8.86554E-08
63155	-	8.69365E-08	1.11114E-07
63156	-	1.68752E-08	2.85830E-08
64154	-	1.03550E-09	2.18139E-09
64155	-	2.33718E-09	2.51657E-09
64156	-	1.68374E-07	2.81647E-07
64157	-	3.69605E-09	4.85476E-09
64158	-	6.96801E-08	1.14717E-07
64160	-	4.83902E-09	8.41269E-09
92234	-	1.56084E-05	1.52770E-05
92235	-	3.92646E-03	3.77754E-03
92236	-	8.07362E-05	1.10341E-04

	Isótopo	Nodo 1 Fracción atómica [-]	Nodo 2 Atomic fraction [-]	Nodo 3 Atomic fraction [-]
	92238	-	9.56704E-02	9.55283E-02
	93237	-	1.68285E-06	2.94562E-06
	93239	-	1.91290E-06	2.83865E-06
	94238	-	6.07855E-08	1.51883E-07
	94239	-	1.48542E-04	2.09564E-04
	94240	-	1.04949E-05	1.87717E-05
	94241	-	2.01175E-06	5.10470E-06
	94242	-	6.40271E-08	2.23298E-07
	95241	-	2.29979E-08	5.97950E-08
	95243	-	1.24434E-09	6.73952E-09
	96242	-	1.15741E-09	4.24179E-09
	96243	-	2.44437E-12	1.36114E-11
	96244	-	3.44534E-11	2.88461E-10
	96245	-	2.45248E-13	3.19096E-12
	96246	-	1.76765E-15	3.11443E-14
	96247	-	2.09167E-18	5.78715E-17
	5010	3.70922E-06	4.49228E-06	4.49228E-06
	5011	1.49301E-05	1.80820E-05	1.80820E-05
	6000	4.66455E-06	5.64929E-06	5.64929E-06
Veneno	8016	5.08884E-04	6.16315E-04	6.16315E-04
	8017	1.93847E-07	2.34771E-07	2.34771E-07
	8018	1.04574E-06	1.26651E-06	1.26651E-06
	13027	3.40083E-04	4.11878E-04	4.11878E-04
	1001	4.03803E-01	3.93105E-01	3.79988E-01
	1002	4.64417E-05	4.52113E-05	4.37027E-05
	8016	2.01439E-01	1.96102E-01	1.89558E-01
	8017	7.67333E-05	7.47003E-05	7.22078E-05
	8018	4.13955E-04	4.02988E-04	3.89541E-04
Agua	1001	8.55109E-10	8.32454E-10	8.04678E-10
	1002	2.81186E-10	2.73736E-10	2.64603E-10
	3006	1.91480E-10	1.86407E-10	1.80187E-10
	3007	1.90375E-11	1.85331E-11	1.79147E-11
	8016	2.98848E-10	2.90930E-10	2.81223E-10
	8017	6.90170E-12	6.71884E-12	6.49466E-12

Isótopo	Nodo 1 Fracción atómica [-]	Nodo 2 Atomic fraction [-]	Nodo 3 Atomic fraction [-]
8018	9.18487E-13	8.94152E-13	8.64318E-13
9019	1.13410E-09	1.10405E-09	1.06721E-09
17035	4.32007E-13	4.20561E-13	4.06528E-13
17037	2.33056E-12	2.26881E-12	2.19311E-12
26054	9.02206E-06	8.78303E-06	8.48997E-06
26056	1.03763E-09	1.01014E-09	9.76436E-10
26057	7.95704E-08	7.74622E-08	7.48776E-08
26058	9.68785E-07	9.43118E-07	9.11649E-07
6000	1.54359E-04	1.33418E-04	1.33418E-04
7014	3.13504E-04	2.70974E-04	2.70974E-04
7015	1.14533E-06	9.89950E-07	9.89950E-07
14028	7.96997E-04	6.88875E-04	6.88875E-04
14029	4.04880E-05	3.49953E-05	3.49953E-05
14030	2.67212E-05	2.30962E-05	2.30962E-05
15031	6.18645E-06	5.34719E-06	5.34719E-06
16032	5.67656E-06	4.90647E-06	4.90647E-06
16033	4.48196E-08	3.87393E-08	3.87393E-08
16034	2.53978E-07	2.19523E-07	2.19523E-07
16036	5.97596E-10	5.16525E-10	5.16525E-10
24050	9.50601E-04	8.21641E-04	8.21641E-04
24052	1.83314E-02	1.58446E-02	1.58446E-02
24053	2.07863E-03	1.79664E-03	1.79664E-03
24054	5.17414E-04	4.47221E-04	4.47221E-04
25055	2.02298E-03	1.74854E-03	1.74854E-03
26054	4.64393E-03	4.01393E-03	4.01393E-03
26056	7.28999E-02	6.30102E-02	6.30102E-02
26057	1.68357E-03	1.45518E-03	1.45518E-03
26058	2.24053E-04	1.93658E-04	1.93658E-04
27059	2.16763E-05	1.87356E-05	1.87356E-05
28058	7.49733E-03	6.48023E-03	6.48023E-03
28060	2.88796E-03	2.49617E-03	2.49617E-03
28061	1.25537E-04	1.08507E-04	1.08507E-04
28062	4.00269E-04	3.45968E-04	3.45968E-04
28064	1.01937E-04	8.81078E-05	8.81078E-05
41093	1.23749E-04	1.06961E-04	1.06961E-04

Varilla

	Isótopo	Nodo 1 Fracción atómica [-]	Nodo 2 Atomic fraction [-]	Nodo 3 Atomic fraction [-]
	73180	7.62457E-09	6.59021E-09	6.59021E-09
	73181	6.35306E-05	5.49119E-05	5.49119E-05
	8016	1.48095E-01	-	-
Aislante	8017	5.64134E-05	-	-
	8018	3.04333E-04	-	-
	13027	9.89711E-02	-	-
	5010	1.18293E-06	-	1.04510E-06
	5011	4.76143E-06	-	4.20665E-06
	6000	7.81886E-05	-	6.90785E-05
	13027	2.38180E-04	-	2.10429E-04
	14028	1.34210E-04	-	1.18573E-04
	14029	6.81797E-06	-	6.02358E-06
	14030	4.49971E-06	-	3.97543E-06
	15031	5.80946E-06	-	5.13257E-06
	16032	5.33062E-06	-	4.70952E-06
	16033	4.20884E-08	-	3.71845E-08
	16034	2.38501E-07	-	2.10712E-07
	16036	5.61179E-10	-	4.95793E-10
	22046	1.99372E-05	-	1.76143E-05
Rejilla separadora	22047	1.79797E-05	-	1.58848E-05
	22048	1.78154E-04	-	1.57397E-04
	22049	1.30740E-05	-	1.15507E-05
	22050	1.25181E-05	-	1.10596E-05
	24050	2.04068E-04	-	1.80291E-04
	24052	3.93525E-03	-	3.47673E-03
	24053	4.46224E-04	-	3.94232E-04
	24054	1.11075E-04	-	9.81329E-05
	25055	7.43971E-05	-	6.57288E-05
	26054	2.28692E-04	-	2.02046E-04
	26056	3.58998E-03	-	3.17169E-03
	26057	8.29081E-05	-	7.32480E-05
	26058	1.10335E-05	-	9.74795E-06
	27059	1.98465E-04	-	1.75341E-04
	28058	7.82659E-03	-	6.91468E-03

	Isótopo	Nodo 1 Fracción atómica [-]	Nodo 2 Atomic fraction [-]	Nodo 3 Atomic fraction [-]
	28060	3.01479E-03	-	2.66352E-03
	28061	1.31051E-04	-	1.15781E-04
	28062	4.17847E-04	-	3.69161E-04
	28064	1.06413E-04	-	9.40145E-05
	29063	3.81828E-05	-	3.37339E-05
	29065	1.70346E-05	-	1.50498E-05
	41093	7.09006E-04	-	6.26397E-04
	42092	6.03522E-05	-	5.33203E-05
	42094	3.77151E-05	-	3.33207E-05
	42095	6.49697E-05	-	5.73997E-05
	42096	6.81567E-05	-	6.02154E-05
	42097	3.90634E-05	-	3.45120E-05
	42098	9.88436E-05	-	8.73269E-05
	42100	3.95129E-05	-	3.49091E-05
	<hr/>			
Huelgo de gas	2003	1.03418E-08	1.06265E-08	1.06265E-08
	2004	7.71773E-03	7.93020E-03	7.93020E-03
	<hr/>			
Densidad		2.48541 g/cm ³	4.28522 g/cm ³	4.43085 g/cm ³

Tabla A2-21: Composición isotópica y densidad: Homogeneización Nodal Núcleo del Reactor (1/4).

	Isótopo	Nodo 4 Fracción atómica [-]	Nodo 5 Fracción atómica [-]	Nodo 6 Fracción atómica [-]
	1001	2.37623E-08	2.68795E-08	2.88826E-08
	1002	7.25706E-09	8.09899E-09	8.66134E-09
	1003	8.09576E-08	9.02037E-08	9.66703E-08
	2003	1.32831E-09	1.43059E-09	1.49455E-09
	2004	3.70766E-06	4.15268E-06	4.43154E-06
	3006	1.61586E-08	1.76845E-08	1.87140E-08
Combustible	3007	1.44110E-09	1.68379E-09	1.86531E-09
	4009	4.83028E-10	5.41699E-10	5.82481E-10
	5010	1.77631E-09	1.84525E-09	1.88651E-09
	5011	4.92144E-11	5.96137E-11	6.64872E-11
	7014	1.94108E-12	2.20647E-12	2.49386E-12
	7015	1.48164E-09	1.67519E-09	1.78454E-09
	8016	1.99867E-01	1.99828E-01	1.99802E-01

Isótopo	Nodo 4 Fracción atómica [-]	Nodo 5 Fracción atómica [-]	Nodo 6 Fracción atómica [-]
8017	7.61283E-05	7.61124E-05	7.61018E-05
8018	4.10730E-04	4.10651E-04	4.10597E-04
9019	2.88475E-11	3.21911E-11	3.43303E-11
27058	1.22528E-17	1.30832E-17	1.34414E-17
34079	3.44790E-07	3.81446E-07	4.06908E-07
36085	1.85535E-06	2.04211E-06	2.17302E-06
37086	7.97317E-10	9.68270E-10	1.08404E-09
38089	6.12953E-06	6.64442E-06	7.00358E-06
38090	3.70841E-05	4.07578E-05	4.33443E-05
39090	9.45719E-09	1.04100E-08	1.10826E-08
39091	8.92052E-06	9.69215E-06	1.02295E-05
40091	2.99651E-05	3.30911E-05	3.52892E-05
40092	4.06269E-05	4.47444E-05	4.76299E-05
40093	4.39158E-05	4.84164E-05	5.15627E-05
40094	4.40613E-05	4.86236E-05	5.18112E-05
40095	1.14374E-05	1.25015E-05	1.32365E-05
40096	4.41593E-05	4.87847E-05	5.20073E-05
41095	6.11111E-06	6.70925E-06	7.12430E-06
42095	2.73279E-05	3.03156E-05	3.24113E-05
42097	4.23874E-05	4.68726E-05	4.99930E-05
42098	4.13940E-05	4.58471E-05	4.89392E-05
42099	4.96986E-07	5.41805E-07	5.72063E-07
42100	4.54206E-05	5.03333E-05	5.37416E-05
43099	4.27723E-05	4.72613E-05	5.03812E-05
44101	3.81104E-05	4.22414E-05	4.51005E-05
44102	3.30021E-05	3.67372E-05	3.93104E-05
44103	4.44641E-06	4.93846E-06	5.26759E-06
44105	1.07126E-08	1.21618E-08	1.31031E-08
44106	4.97501E-06	5.74624E-06	6.25624E-06
45103	2.01926E-05	2.24537E-05	2.39986E-05
45105	8.31013E-08	9.41259E-08	1.01259E-07
46105	1.08748E-05	1.23727E-05	1.33699E-05
46108	2.17314E-06	2.57590E-06	2.84194E-06
47109	1.43397E-06	1.70050E-06	1.87605E-06
47111	1.87293E-08	2.16494E-08	2.35301E-08
50125	6.48206E-09	7.31792E-09	7.85602E-09

Isótopo	Nodo 4 Fracción atómica [-]	Nodo 5 Fracción atómica [-]	Nodo 6 Fracción atómica [-]
50126	6.66638E-07	7.56846E-07	8.16420E-07
51124	1.29455E-09	1.56921E-09	1.74567E-09
51125	3.26138E-07	3.69446E-07	3.97578E-07
51126	2.28890E-09	2.61739E-09	2.83221E-09
52132	4.19957E-07	4.59066E-07	4.85359E-07
53131	7.23145E-07	7.91795E-07	8.37934E-07
53135	5.13234E-08	5.59431E-08	5.90640E-08
54132	3.27503E-05	3.65218E-05	3.91272E-05
54133	1.02764E-06	1.12108E-06	1.18422E-06
54134	5.50964E-05	6.09476E-05	6.50235E-05
54135	3.53804E-08	3.71073E-08	3.79270E-08
54136	7.31645E-05	8.22417E-05	8.87573E-05
55133	4.52120E-05	4.99313E-05	5.32119E-05
55134	1.10897E-06	1.37489E-06	1.55610E-06
55135	2.24114E-05	2.36769E-05	2.43412E-05
55136	1.72422E-08	2.00906E-08	2.17516E-08
55137	4.36139E-05	4.83267E-05	5.15982E-05
56138	4.75851E-05	5.26390E-05	5.61588E-05
56140	2.29833E-06	2.50070E-06	2.63872E-06
57139	4.50651E-05	4.98568E-05	5.31893E-05
57140	3.03663E-07	3.30609E-07	3.49012E-07
58140	4.20036E-05	4.64941E-05	4.96261E-05
58141	5.47409E-06	5.97162E-06	6.31201E-06
58142	4.12535E-05	4.56235E-05	4.86708E-05
58143	2.27346E-07	2.46713E-07	2.59900E-07
58144	2.52692E-05	2.78087E-05	2.95778E-05
59141	3.58859E-05	3.97447E-05	4.24327E-05
59143	2.23867E-06	2.43106E-06	2.56294E-06
60143	3.67542E-05	4.04126E-05	4.29343E-05
60144	1.44880E-05	1.62915E-05	1.75927E-05
60145	2.70944E-05	2.98608E-05	3.17879E-05
60146	2.18967E-05	2.42871E-05	2.59471E-05
60147	7.13506E-07	7.76858E-07	8.19770E-07
60148	1.23851E-05	1.37301E-05	1.46630E-05
60150	5.16408E-06	5.74749E-06	6.14714E-06
61147	1.20074E-05	1.30979E-05	1.38561E-05

Isótopo	Nodo 4 Fracción atómica [-]	Nodo 5 Fracción atómica [-]	Nodo 6 Fracción atómica [-]
62147	1.52296E-06	1.67029E-06	1.77368E-06
62148	1.12047E-06	1.35703E-06	1.51540E-06
62149	3.90341E-07	3.99576E-07	4.00815E-07
62150	7.82915E-06	8.78102E-06	9.44479E-06
62151	1.35883E-06	1.42801E-06	1.46034E-06
62152	3.69400E-06	4.13342E-06	4.45069E-06
62153	2.43310E-08	2.87351E-08	3.15260E-08
62154	7.48901E-07	8.47870E-07	9.14469E-07
63151	2.91864E-09	2.93179E-09	2.91323E-09
63152	1.95071E-09	2.08444E-09	2.14210E-09
63153	1.82919E-06	2.12299E-06	2.32165E-06
63154	1.53148E-07	1.92891E-07	2.19708E-07
63155	1.38267E-07	1.51847E-07	1.61273E-07
63156	4.32751E-08	5.13451E-08	5.69144E-08
64154	3.78989E-09	4.79513E-09	5.47967E-09
64155	2.50546E-09	2.56193E-09	2.56754E-09
64156	4.22594E-07	4.99690E-07	5.52821E-07
64157	5.44981E-09	5.91260E-09	6.09261E-09
64158	1.69679E-07	1.99948E-07	2.20386E-07
64160	1.28449E-08	1.54242E-08	1.71620E-08
92234	1.49821E-05	1.48250E-05	1.47345E-05
92235	3.60948E-03	3.53745E-03	3.48694E-03
92236	1.40328E-04	1.54015E-04	1.62881E-04
92238	9.53952E-02	9.53254E-02	9.52834E-02
93237	4.28865E-06	5.06772E-06	5.55572E-06
93239	3.60141E-06	4.01072E-06	4.22148E-06
94238	2.81714E-07	3.69802E-07	4.29897E-07
94239	2.51059E-04	2.74026E-04	2.84645E-04
94240	2.80835E-05	3.30053E-05	3.61922E-05
94241	9.13378E-06	1.16584E-05	1.32468E-05
94242	5.36016E-07	7.61297E-07	9.30543E-07
95241	1.09111E-07	1.41014E-07	1.61130E-07
95243	2.12757E-08	3.43320E-08	4.45295E-08
96242	1.01282E-08	1.45339E-08	1.77168E-08
96243	4.20786E-11	6.78885E-11	8.79831E-11
96244	1.19364E-09	2.19323E-09	3.04549E-09

	Isótopo	Nodo 4 Fracción atómica [-]	Nodo 5 Fracción atómica [-]	Nodo 6 Fracción atómica [-]
	96245	1.70149E-11	3.55776E-11	5.18258E-11
	96246	2.23705E-13	5.19743E-13	8.18035E-13
	96247	5.39540E-16	1.41826E-15	2.36981E-15
	5010	4.49228E-06	4.49228E-06	4.49228E-06
	5011	1.80820E-05	1.80820E-05	1.80820E-05
Veneno	6000	5.64929E-06	5.64929E-06	5.64929E-06
	8016	6.16315E-04	6.16315E-04	6.16315E-04
	8017	2.34771E-07	2.34771E-07	2.34771E-07
	8018	1.26651E-06	1.26651E-06	1.26651E-06
	13027	4.11878E-04	4.11878E-04	4.11878E-04
		1001	3.89826E-01	3.83267E-01
	1002	4.48341E-05	4.40799E-05	4.44570E-05
	8016	1.94466E-01	1.91194E-01	1.92830E-01
	8017	7.40772E-05	7.28309E-05	7.34540E-05
	8018	3.99626E-04	3.92903E-04	3.96264E-04
Agua	1001	8.25510E-10	8.11622E-10	8.18566E-10
	1002	2.71453E-10	2.66886E-10	2.69169E-10
	3006	1.84852E-10	1.81742E-10	1.83297E-10
	3007	1.83785E-11	1.80693E-11	1.82239E-11
	8016	2.88503E-10	2.83649E-10	2.86076E-10
	8017	6.66280E-12	6.55070E-12	6.60675E-12
	8018	8.86694E-13	8.71776E-13	8.79235E-13
	9019	1.09484E-09	1.07642E-09	1.08563E-09
	17035	4.17053E-13	4.10036E-13	4.13545E-13
	17037	2.24988E-12	2.21203E-12	2.23096E-12
	26054	8.70977E-06	8.56324E-06	8.63650E-06
	26056	1.00171E-09	9.84862E-10	9.93289E-10
	26057	7.68161E-08	7.55238E-08	7.61699E-08
	26058	9.35251E-07	9.19516E-07	9.27383E-07
	Varilla	6000	1.33418E-04	1.33418E-04
7014		2.70974E-04	2.70974E-04	2.70974E-04
7015		9.89950E-07	9.89950E-07	9.89950E-07
14028		6.88875E-04	6.88875E-04	6.88875E-04

Isótopo	Nodo 4 Fracción atómica [-]	Nodo 5 Fracción atómica [-]	Nodo 6 Fracción atómica [-]
14029	3.49953E-05	3.49953E-05	3.49953E-05
14030	2.30962E-05	2.30962E-05	2.30962E-05
15031	5.34719E-06	5.34719E-06	5.34719E-06
16032	4.90647E-06	4.90647E-06	4.90647E-06
16033	3.87393E-08	3.87393E-08	3.87393E-08
16034	2.19523E-07	2.19523E-07	2.19523E-07
16036	5.16525E-10	5.16525E-10	5.16525E-10
24050	8.21641E-04	8.21641E-04	8.21641E-04
24052	1.58446E-02	1.58446E-02	1.58446E-02
24053	1.79664E-03	1.79664E-03	1.79664E-03
24054	4.47221E-04	4.47221E-04	4.47221E-04
25055	1.74854E-03	1.74854E-03	1.74854E-03
26054	4.01393E-03	4.01393E-03	4.01393E-03
26056	6.30102E-02	6.30102E-02	6.30102E-02
26057	1.45518E-03	1.45518E-03	1.45518E-03
26058	1.93658E-04	1.93658E-04	1.93658E-04
27059	1.87356E-05	1.87356E-05	1.87356E-05
28058	6.48023E-03	6.48023E-03	6.48023E-03
28060	2.49617E-03	2.49617E-03	2.49617E-03
28061	1.08507E-04	1.08507E-04	1.08507E-04
28062	3.45968E-04	3.45968E-04	3.45968E-04
28064	8.81078E-05	8.81078E-05	8.81078E-05
41093	1.06961E-04	1.06961E-04	1.06961E-04
73180	6.59021E-09	6.59021E-09	6.59021E-09
73181	5.49119E-05	5.49119E-05	5.49119E-05
8016	-	-	-
8017	-	-	-
8018	-	-	-
13027	-	-	-
5010	2.61276E-07	7.83827E-07	5.22551E-07
5011	1.05166E-06	3.15499E-06	2.10333E-06
Rejilla separadora 6000	1.72696E-05	5.18089E-05	3.45392E-05
13027	5.26072E-05	1.57822E-04	1.05214E-04
14028	2.96432E-05	8.89296E-05	5.92864E-05

Isótopo	Nodo 4 Fracción atómica [-]	Nodo 5 Fracción atómica [-]	Nodo 6 Fracción atómica [-]
14029	1.50589E-06	4.51768E-06	3.01179E-06
14030	9.93857E-07	2.98157E-06	1.98771E-06
15031	1.28314E-06	3.84943E-06	2.56628E-06
16032	1.17738E-06	3.53214E-06	2.35476E-06
16033	9.29612E-09	2.78884E-08	1.85922E-08
16034	5.26780E-08	1.58034E-07	1.05356E-07
16036	1.23948E-10	3.71845E-10	2.47897E-10
22046	4.40356E-06	1.32107E-05	8.80713E-06
22047	3.97120E-06	1.19136E-05	7.94241E-06
22048	3.93491E-05	1.18047E-04	7.86983E-05
22049	2.88766E-06	8.66299E-06	5.77533E-06
22050	2.76490E-06	8.29470E-06	5.52980E-06
24050	4.50727E-05	1.35218E-04	9.01454E-05
24052	8.69183E-04	2.60755E-03	1.73837E-03
24053	9.85581E-05	2.95674E-04	1.97116E-04
24054	2.45332E-05	7.35997E-05	4.90664E-05
25055	1.64322E-05	4.92966E-05	3.28644E-05
26054	5.05114E-05	1.51534E-04	1.01023E-04
26056	7.92923E-04	2.37877E-03	1.58585E-03
26057	1.83120E-05	5.49360E-05	3.66240E-05
26058	2.43699E-06	7.31096E-06	4.87397E-06
27059	4.38352E-05	1.31505E-04	8.76703E-05
28058	1.72867E-03	5.18601E-03	3.45734E-03
28060	6.65880E-04	1.99764E-03	1.33176E-03
28061	2.89453E-05	8.68360E-05	5.78906E-05
28062	9.22903E-05	2.76871E-04	1.84581E-04
28064	2.35036E-05	7.05109E-05	4.70072E-05
29063	8.43349E-06	2.53005E-05	1.68670E-05
29065	3.76245E-06	1.12873E-05	7.52490E-06
41093	1.56599E-04	4.69798E-04	3.13198E-04
42092	1.33301E-05	3.99902E-05	2.66602E-05
42094	8.33017E-06	2.49905E-05	1.66603E-05
42095	1.43499E-05	4.30498E-05	2.86999E-05
42096	1.50539E-05	4.51616E-05	3.01077E-05
42097	8.62799E-06	2.58840E-05	1.72560E-05
42098	2.18317E-05	6.54952E-05	4.36634E-05

	Isótopo	Nodo 4 Fracción atómica [-]	Nodo 5 Fracción atómica [-]	Nodo 6 Fracción atómica [-]
	42100	8.72726E-06	2.61818E-05	1.74545E-05
Huelgo de gas	2003	1.06265E-08	1.06265E-08	1.06265E-08
	2004	7.93020E-03	7.93020E-03	7.93020E-03
Densidad		4.32077 g/cm ³	4.39359 g/cm ³	4.35690 g/cm ³

Tabla A2-22: Composición isotópica y densidad: Homogeneización Nodal Núcleo del Reactor (2/4).

	Isótopo	Nodo 7 Fracción atómica [-]	Nodo 8 Fracción atómica [-]	Nodo 9 Fracción atómica [-]
	1001	2.87581E-08	2.63912E-08	2.34044E-08
	1002	8.65152E-09	7.98923E-09	7.10809E-09
	1003	9.64870E-08	8.90651E-08	7.93257E-08
	2003	1.49261E-09	1.41901E-09	1.30910E-09
	2004	4.42137E-06	4.10535E-06	3.63183E-06
	3006	1.86856E-08	1.75004E-08	1.58840E-08
	3007	1.86076E-09	1.65199E-09	1.39782E-09
	4009	5.81405E-10	5.34448E-10	4.72880E-10
	5010	1.88560E-09	1.83744E-09	1.76248E-09
	5011	6.62328E-11	5.84277E-11	4.75476E-11
	7014	2.60311E-12	2.24635E-12	2.19322E-12
	7015	1.79388E-09	1.64363E-09	1.45132E-09
Combustible	8016	1.99802E-01	1.99833E-01	1.99874E-01
	8017	7.61020E-05	7.61142E-05	7.61309E-05
	8018	4.10598E-04	4.10661E-04	4.10744E-04
	9019	3.42378E-11	3.18131E-11	2.82725E-11
	27058	1.34050E-17	1.30247E-17	1.21272E-17
	34079	4.06198E-07	3.76943E-07	3.38255E-07
	36085	2.16951E-06	2.01890E-06	1.82167E-06
	37086	1.07650E-09	9.50677E-10	7.67976E-10
	38089	6.99464E-06	6.57939E-06	6.03862E-06
	38090	4.32766E-05	4.02988E-05	3.64181E-05
	39090	1.10652E-08	1.02911E-08	9.28450E-09
	39091	1.02158E-05	9.59574E-06	8.78509E-06
	40091	3.52302E-05	3.27025E-05	2.93961E-05

Isótopo	Nodo 7 Fracción atómica [-]	Nodo 8 Fracción atómica [-]	Nodo 9 Fracción atómica [-]
40092	4.75524E-05	4.42329E-05	3.98845E-05
40093	5.14773E-05	4.78593E-05	4.31066E-05
40094	5.17244E-05	4.80590E-05	4.32428E-05
40095	1.32168E-05	1.23702E-05	1.12524E-05
40096	5.19178E-05	4.82143E-05	4.33321E-05
41095	7.11284E-06	6.63797E-06	6.00888E-06
42095	3.23542E-05	2.99442E-05	2.67818E-05
42097	4.99062E-05	4.63208E-05	4.15874E-05
42098	4.88515E-05	4.53011E-05	4.06023E-05
42099	5.71071E-07	5.35180E-07	4.88121E-07
42100	5.36451E-05	4.97315E-05	4.45482E-05
43099	5.02957E-05	4.67105E-05	4.19720E-05
44101	4.50186E-05	4.17368E-05	3.73782E-05
44102	3.92348E-05	3.62836E-05	3.23454E-05
44103	5.25771E-06	4.87899E-06	4.36272E-06
44105	1.30665E-08	1.19731E-08	1.04472E-08
44106	6.23821E-06	5.65772E-06	4.84846E-06
45103	2.39517E-05	2.21834E-05	1.97942E-05
45105	1.00985E-07	9.26998E-08	8.10797E-08
46105	1.33361E-05	1.21988E-05	1.06227E-05
46108	2.83207E-06	2.53015E-06	2.10837E-06
47109	1.86999E-06	1.67020E-06	1.39085E-06
47111	2.34512E-08	2.12930E-08	1.82181E-08
50125	7.83351E-09	7.21489E-09	6.33470E-09
50126	8.14346E-07	7.46463E-07	6.51508E-07
51124	1.74007E-09	1.53677E-09	1.25097E-09
51125	3.96560E-07	3.64568E-07	3.18952E-07
51126	2.82492E-09	2.57673E-09	2.23163E-09
52132	4.84478E-07	4.53362E-07	4.12284E-07
53131	8.36477E-07	7.82238E-07	7.10148E-07
53135	5.89617E-08	5.52593E-08	5.04091E-08
54132	3.90517E-05	3.60623E-05	3.20884E-05
54133	1.18220E-06	1.10752E-06	1.00941E-06
54134	6.49102E-05	6.02266E-05	5.40526E-05
54135	3.78835E-08	3.69314E-08	3.50838E-08
54136	8.85823E-05	8.10927E-05	7.15461E-05

Isótopo	Nodo 7 Fracción atómica [-]	Nodo 8 Fracción atómica [-]	Nodo 9 Fracción atómica [-]
55133	5.31233E-05	4.93534E-05	4.43702E-05
55134	1.54753E-06	1.34428E-06	1.06605E-06
55135	2.43131E-05	2.35581E-05	2.21936E-05
55136	2.16938E-08	1.97417E-08	1.68158E-08
55137	5.15057E-05	4.77488E-05	4.27772E-05
56138	5.60609E-05	5.20168E-05	4.66835E-05
56140	2.63487E-06	2.47290E-06	2.26056E-06
57139	5.30962E-05	4.92673E-05	4.42110E-05
57140	3.48504E-07	3.26948E-07	2.98682E-07
58140	4.95388E-05	4.59437E-05	4.12038E-05
58141	6.30298E-06	5.90862E-06	5.38648E-06
58142	4.85858E-05	4.50850E-05	4.04736E-05
58143	2.59484E-07	2.43784E-07	2.23461E-07
58144	2.95293E-05	2.74963E-05	2.48192E-05
59141	4.23575E-05	3.92720E-05	3.51957E-05
59143	2.55946E-06	2.40485E-06	2.20301E-06
60143	4.28654E-05	3.99672E-05	3.60972E-05
60144	1.75570E-05	1.60628E-05	1.41624E-05
60145	3.17349E-05	2.95195E-05	2.65967E-05
60146	2.59001E-05	2.39940E-05	2.14736E-05
60147	8.18512E-07	7.68122E-07	7.01613E-07
60148	1.46363E-05	1.35653E-05	1.21465E-05
60150	6.13509E-06	5.67707E-06	5.06181E-06
61147	1.38383E-05	1.29624E-05	1.18087E-05
62147	1.77098E-06	1.65148E-06	1.49502E-06
62148	1.50908E-06	1.33109E-06	1.08235E-06
62149	4.00267E-07	3.99990E-07	3.89740E-07
62150	9.42499E-06	8.66493E-06	7.66165E-06
62151	1.45860E-06	1.42240E-06	1.34762E-06
62152	4.43965E-06	4.07768E-06	3.61344E-06
62153	3.15669E-08	2.81374E-08	2.35366E-08
62154	9.12280E-07	8.36238E-07	7.32109E-07
63151	2.91183E-09	2.93553E-09	2.91311E-09
63152	2.13870E-09	2.07285E-09	1.92803E-09
63153	2.31749E-06	2.08811E-06	1.78095E-06
63154	2.18869E-07	1.88195E-07	1.47067E-07

Isótopo	Nodo 7 Fracción atómica [-]	Nodo 8 Fracción atómica [-]	Nodo 9 Fracción atómica [-]
63155	1.60971E-07	1.50124E-07	1.35964E-07
63156	5.66808E-08	5.03266E-08	4.19708E-08
64154	5.45875E-09	4.67247E-09	3.63510E-09
64155	2.56403E-09	2.56263E-09	2.49859E-09
64156	5.51066E-07	4.90619E-07	4.10035E-07
64157	6.07529E-09	5.89180E-09	5.38320E-09
64158	2.19664E-07	1.96405E-07	1.64764E-07
64160	1.70988E-08	1.51268E-08	1.24355E-08
92234	1.47384E-05	1.48426E-05	1.50061E-05
92235	3.48825E-03	3.54647E-03	3.62262E-03
92236	1.62592E-04	1.52403E-04	1.37924E-04
92238	9.52850E-02	9.53326E-02	9.54069E-02
93237	5.53879E-06	4.99578E-06	4.17161E-06
93239	4.21402E-06	3.96131E-06	3.52660E-06
94238	4.27831E-07	3.60552E-07	2.69021E-07
94239	2.84194E-04	2.72046E-04	2.47344E-04
94240	3.60658E-05	3.24435E-05	2.72881E-05
94241	1.31872E-05	1.13896E-05	8.73183E-06
94242	9.25200E-07	7.33199E-07	5.02773E-07
95241	1.60468E-07	1.37484E-07	1.04174E-07
95243	4.42038E-08	3.28357E-08	1.95804E-08
96242	1.76189E-08	1.39898E-08	9.49080E-09
96243	8.73831E-11	6.45430E-11	3.86110E-11
96244	3.01530E-09	2.05924E-09	1.07819E-09
96245	5.14143E-11	3.26780E-11	1.50633E-11
96246	8.10020E-13	4.71271E-13	1.94788E-13
96247	2.33967E-15	1.27562E-15	4.61638E-16
5010	4.49228E-06	4.49228E-06	4.49228E-06
5011	1.80820E-05	1.80820E-05	1.80820E-05
6000	5.64929E-06	5.64929E-06	5.64929E-06
Veneno 8016	6.16315E-04	6.16315E-04	6.16315E-04
8017	2.34771E-07	2.34771E-07	2.34771E-07
8018	1.26651E-06	1.26651E-06	1.26651E-06
13027	4.11878E-04	4.11878E-04	4.11878E-04

	Isótopo	Nodo 7 Fracción atómica [-]	Nodo 8 Fracción atómica [-]	Nodo 9 Fracción atómica [-]
Agua	1001	3.86546E-01	3.83267E-01	3.89826E-01
	1002	4.44570E-05	4.40799E-05	4.48341E-05
	8016	1.92830E-01	1.91194E-01	1.94466E-01
	8017	7.34540E-05	7.28309E-05	7.40772E-05
	8018	3.96264E-04	3.92903E-04	3.99626E-04
	1001	8.18566E-10	8.11622E-10	8.25510E-10
	1002	2.69169E-10	2.66886E-10	2.71453E-10
	3006	1.83297E-10	1.81742E-10	1.84852E-10
	3007	1.82239E-11	1.80693E-11	1.83785E-11
	8016	2.86076E-10	2.83649E-10	2.88503E-10
	8017	6.60675E-12	6.55070E-12	6.66280E-12
	8018	8.79235E-13	8.71776E-13	8.86694E-13
	9019	1.08563E-09	1.07642E-09	1.09484E-09
	17035	4.13545E-13	4.10036E-13	4.17053E-13
	17037	2.23096E-12	2.21203E-12	2.24988E-12
	26054	8.63650E-06	8.56324E-06	8.70977E-06
	26056	9.93289E-10	9.84862E-10	1.00171E-09
	26057	7.61699E-08	7.55238E-08	7.68161E-08
	26058	9.27383E-07	9.19516E-07	9.35251E-07
	Varilla	6000	1.33418E-04	1.33418E-04
7014		2.70974E-04	2.70974E-04	2.70974E-04
7015		9.89950E-07	9.89950E-07	9.89950E-07
14028		6.88875E-04	6.88875E-04	6.88875E-04
14029		3.49953E-05	3.49953E-05	3.49953E-05
14030		2.30962E-05	2.30962E-05	2.30962E-05
15031		5.34719E-06	5.34719E-06	5.34719E-06
16032		4.90647E-06	4.90647E-06	4.90647E-06
16033		3.87393E-08	3.87393E-08	3.87393E-08
16034		2.19523E-07	2.19523E-07	2.19523E-07
16036		5.16525E-10	5.16525E-10	5.16525E-10
24050		8.21641E-04	8.21641E-04	8.21641E-04
24052		1.58446E-02	1.58446E-02	1.58446E-02
24053		1.79664E-03	1.79664E-03	1.79664E-03
24054		4.47221E-04	4.47221E-04	4.47221E-04
25055		1.74854E-03	1.74854E-03	1.74854E-03

	Isótopo	Nodo 7 Fracción atómica [-]	Nodo 8 Fracción atómica [-]	Nodo 9 Fracción atómica [-]
	26054	4.01393E-03	4.01393E-03	4.01393E-03
	26056	6.30102E-02	6.30102E-02	6.30102E-02
	26057	1.45518E-03	1.45518E-03	1.45518E-03
	26058	1.93658E-04	1.93658E-04	1.93658E-04
	27059	1.87356E-05	1.87356E-05	1.87356E-05
	28058	6.48023E-03	6.48023E-03	6.48023E-03
	28060	2.49617E-03	2.49617E-03	2.49617E-03
	28061	1.08507E-04	1.08507E-04	1.08507E-04
	28062	3.45968E-04	3.45968E-04	3.45968E-04
	28064	8.81078E-05	8.81078E-05	8.81078E-05
	41093	1.06961E-04	1.06961E-04	1.06961E-04
	73180	6.59021E-09	6.59021E-09	6.59021E-09
	73181	5.49119E-05	5.49119E-05	5.49119E-05
	8016	-	-	-
Aislante	8017	-	-	-
	8018	-	-	-
	13027	-	-	-
	5010	5.22551E-07	7.83827E-07	2.61276E-07
	5011	2.10333E-06	3.15499E-06	1.05166E-06
	6000	3.45392E-05	5.18089E-05	1.72696E-05
	13027	1.05214E-04	1.57822E-04	5.26072E-05
	14028	5.92864E-05	8.89296E-05	2.96432E-05
	14029	3.01179E-06	4.51768E-06	1.50589E-06
	14030	1.98771E-06	2.98157E-06	9.93857E-07
	15031	2.56628E-06	3.84943E-06	1.28314E-06
Rejilla separadora	16032	2.35476E-06	3.53214E-06	1.17738E-06
	16033	1.85922E-08	2.78884E-08	9.29612E-09
	16034	1.05356E-07	1.58034E-07	5.26780E-08
	16036	2.47897E-10	3.71845E-10	1.23948E-10
	22046	8.80713E-06	1.32107E-05	4.40356E-06
	22047	7.94241E-06	1.19136E-05	3.97120E-06
	22048	7.86983E-05	1.18047E-04	3.93491E-05
	22049	5.77533E-06	8.66299E-06	2.88766E-06
	22050	5.52980E-06	8.29470E-06	2.76490E-06

Isótopo	Nodo 7	Nodo 8	Nodo 9
	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]
24050	9.01454E-05	1.35218E-04	4.50727E-05
24052	1.73837E-03	2.60755E-03	8.69183E-04
24053	1.97116E-04	2.95674E-04	9.85581E-05
24054	4.90664E-05	7.35997E-05	2.45332E-05
25055	3.28644E-05	4.92966E-05	1.64322E-05
26054	1.01023E-04	1.51534E-04	5.05114E-05
26056	1.58585E-03	2.37877E-03	7.92923E-04
26057	3.66240E-05	5.49360E-05	1.83120E-05
26058	4.87397E-06	7.31096E-06	2.43699E-06
27059	8.76703E-05	1.31505E-04	4.38352E-05
28058	3.45734E-03	5.18601E-03	1.72867E-03
28060	1.33176E-03	1.99764E-03	6.65880E-04
28061	5.78906E-05	8.68360E-05	2.89453E-05
28062	1.84581E-04	2.76871E-04	9.22903E-05
28064	4.70072E-05	7.05109E-05	2.35036E-05
29063	1.68670E-05	2.53005E-05	8.43349E-06
29065	7.52490E-06	1.12873E-05	3.76245E-06
41093	3.13198E-04	4.69798E-04	1.56599E-04
42092	2.66602E-05	3.99902E-05	1.33301E-05
42094	1.66603E-05	2.49905E-05	8.33017E-06
42095	2.86999E-05	4.30498E-05	1.43499E-05
42096	3.01077E-05	4.51616E-05	1.50539E-05
42097	1.72560E-05	2.58840E-05	8.62799E-06
42098	4.36634E-05	6.54952E-05	2.18317E-05
42100	1.74545E-05	2.61818E-05	8.72726E-06
Huelgo de gas	2003	1.06265E-08	1.06265E-08
	2004	7.93020E-03	7.93020E-03
Densidad	4.35690 g/cm ³	4.39361 g/cm ³	4.32082 g/cm ³

Tabla A2-23: Composición isotópica y densidad: Homogeneización Nodal Núcleo del Reactor (3/4).

Isótopo	Nodo 10	Nodo 11	Nodo 12
	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]
Combustible	1001	1.70464E-08	1.11936E-08
			-

Isótopo	Nodo 10 Fracción atómica [-]	Nodo 11 Fracción atómica [-]	Nodo 12 Fracción atómica [-]
1002	5.26718E-09	3.56681E-09	-
1003	5.83817E-08	3.98143E-08	-
2003	1.06312E-09	7.95848E-10	-
2004	2.72756E-06	1.78034E-06	-
3006	1.21855E-08	8.65834E-09	-
3007	8.62624E-10	4.68490E-10	-
4009	3.42934E-10	2.29564E-10	-
5010	1.53139E-09	1.23505E-09	-
5011	2.87557E-11	1.36276E-11	-
7014	1.48466E-12	8.88107E-13	-
7015	1.09151E-09	7.00740E-10	-
8016	1.99964E-01	2.00046E-01	-
8017	7.61663E-05	7.61998E-05	-
8018	4.10928E-04	4.11094E-04	-
9019	2.12501E-11	1.42124E-11	-
27058	1.03412E-17	7.32569E-18	-
34079	2.52979E-07	1.75467E-07	-
36085	1.37565E-06	9.67742E-07	-
37086	4.66622E-10	2.20878E-10	-
38089	4.68944E-06	3.38879E-06	-
38090	2.75630E-05	1.94718E-05	-
39090	7.00048E-09	4.92829E-09	-
39091	6.79458E-06	4.88658E-06	-
40091	2.20582E-05	1.54358E-05	-
40092	3.00841E-05	2.11353E-05	-
40093	3.24592E-05	2.27373E-05	-
40094	3.24974E-05	2.27139E-05	-
40095	8.60581E-06	6.09827E-06	-
40096	3.25103E-05	2.26512E-05	-
41095	4.56018E-06	3.21017E-06	-
42095	1.99316E-05	1.38130E-05	-
42097	3.11465E-05	2.16457E-05	-
42098	3.03184E-05	2.09811E-05	-
42099	3.74284E-07	2.64817E-07	-
42100	3.32317E-05	2.29625E-05	-
43099	3.14866E-05	2.19118E-05	-

Isótopo	Nodo 10 Fracción atómica [-]	Nodo 11 Fracción atómica [-]	Nodo 12 Fracción atómica [-]
44101	2.78835E-05	1.92410E-05	-
44102	2.39415E-05	1.63474E-05	-
44103	3.23658E-06	2.18129E-06	-
44105	7.37538E-09	4.56745E-09	-
44106	3.33656E-06	2.00998E-06	-
45103	1.47122E-05	1.00531E-05	-
45105	5.75673E-08	3.58588E-08	-
46105	7.54971E-06	4.79707E-06	-
46108	1.36964E-06	7.48361E-07	-
47109	8.96029E-07	4.78894E-07	-
47111	1.24003E-08	7.15329E-09	-
50125	4.56045E-09	2.88013E-09	-
50126	4.67452E-07	2.98753E-07	-
51124	7.72724E-10	3.82241E-10	-
51125	2.31295E-07	1.48258E-07	-
51126	1.54519E-09	9.32778E-10	-
52132	3.14526E-07	2.20780E-07	-
53131	5.40310E-07	3.77542E-07	-
53135	3.86697E-08	2.73815E-08	-
54132	2.36547E-05	1.61009E-05	-
54133	7.73061E-07	5.46019E-07	-
54134	4.04453E-05	2.80959E-05	-
54135	3.07645E-08	2.43941E-08	-
54136	5.07771E-05	3.33116E-05	-
55133	3.33191E-05	2.32078E-05	-
55134	6.09384E-07	2.71563E-07	-
55135	1.91428E-05	1.50119E-05	-
55136	1.13055E-08	6.08632E-09	-
55137	3.19135E-05	2.20614E-05	-
56138	3.49305E-05	2.42625E-05	-
56140	1.74140E-06	1.24020E-06	-
57139	3.30798E-05	2.29650E-05	-
57140	2.29815E-07	1.63470E-07	-
58140	3.07990E-05	2.13797E-05	-
58141	4.13439E-06	2.93070E-06	-
58142	3.02939E-05	2.10600E-05	-

Isótopo	Nodo 10 Fracción atómica [-]	Nodo 11 Fracción atómica [-]	Nodo 12 Fracción atómica [-]
58143	1.72809E-07	1.23858E-07	-
58144	1.87515E-05	1.31634E-05	-
59141	2.62896E-05	1.82310E-05	-
59143	1.70317E-06	1.21951E-06	-
60143	2.74004E-05	1.93051E-05	-
60144	1.01756E-05	6.83074E-06	-
60145	2.00511E-05	1.40428E-05	-
60146	1.59951E-05	1.10391E-05	-
60147	5.40225E-07	3.83698E-07	-
60148	9.05780E-06	6.25326E-06	-
60150	3.75310E-06	2.55913E-06	-
61147	9.09687E-06	6.52019E-06	-
62147	1.13902E-06	8.09498E-07	-
62148	6.54232E-07	3.11281E-07	-
62149	3.84564E-07	3.51985E-07	-
62150	5.53396E-06	3.66387E-06	-
62151	1.19054E-06	9.51191E-07	-
62152	2.56390E-06	1.65618E-06	-
62153	1.50851E-08	8.41318E-09	-
62154	5.25901E-07	3.41318E-07	-
63151	2.87275E-09	2.58405E-09	-
63152	1.57735E-09	1.06332E-09	-
63153	1.20598E-06	7.34319E-07	-
63154	8.15680E-08	3.52482E-08	-
63155	1.07833E-07	8.14149E-08	-
63156	2.68454E-08	1.47666E-08	-
64154	2.00365E-09	8.68366E-10	-
64155	2.51286E-09	2.33523E-09	-
64156	2.65320E-07	1.48171E-07	-
64157	4.75867E-09	3.60091E-09	-
64158	1.08307E-07	6.17392E-08	-
64160	7.90712E-09	4.26527E-09	-
92234	1.53162E-05	1.56652E-05	-
92235	3.79895E-03	3.96290E-03	-
92236	1.06379E-04	7.43208E-05	-
92238	9.55459E-02	9.56952E-02	-

Isótopo	Nodo 10	Nodo 11	Nodo 12	
	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]	
93237	2.79220E-06	1.50518E-06	-	
93239	2.72527E-06	1.75647E-06	-	
94238	1.38504E-07	5.03099E-08	-	
94239	2.03351E-04	1.39026E-04	-	
94240	1.76488E-05	9.06618E-06	-	
94241	4.64037E-06	1.62220E-06	-	
94242	1.94850E-07	4.69872E-08	-	
95241	5.42623E-08	1.85134E-08	-	
95243	5.66406E-09	8.43876E-10	-	
96242	3.69292E-09	8.52494E-10	-	
96243	1.13929E-11	1.66082E-12	-	
96244	2.32284E-10	2.14166E-11	-	
96245	2.48517E-12	1.41966E-13	-	
96246	2.33042E-14	9.21512E-16	-	
96247	4.11355E-17	1.00591E-18	-	
<hr/>				
Veneno	5010	4.49228E-06	4.49228E-06	4.94563E-07
	5011	1.80820E-05	1.80820E-05	1.99068E-06
	6000	5.64929E-06	5.64929E-06	6.21940E-07
	8016	6.16315E-04	6.16315E-04	6.78512E-05
	8017	2.34771E-07	2.34771E-07	2.58463E-08
	8018	1.26651E-06	1.26651E-06	1.39432E-07
	13027	4.11878E-04	4.11878E-04	4.53444E-05
<hr/>				
Agua	1001	3.79988E-01	3.93105E-01	4.01294E-01
	1002	4.37027E-05	4.52113E-05	4.61532E-05
	8016	1.89558E-01	1.96102E-01	2.00187E-01
	8017	7.22078E-05	7.47003E-05	7.62565E-05
	8018	3.89541E-04	4.02988E-04	4.11383E-04
	1001	8.04678E-10	8.32454E-10	8.49796E-10
	1002	2.64603E-10	2.73736E-10	2.79439E-10
	3006	1.80187E-10	1.86407E-10	1.90290E-10
	3007	1.79147E-11	1.85331E-11	1.89192E-11
	8016	2.81223E-10	2.90930E-10	2.96991E-10
	8017	6.49466E-12	6.71884E-12	6.85882E-12
8018	8.64318E-13	8.94152E-13	9.12780E-13	

Isótopo	Nodo 10	Nodo 11	Nodo 12
	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]
9019	1.06721E-09	1.10405E-09	1.12705E-09
17035	4.06528E-13	4.20561E-13	4.29322E-13
17037	2.19311E-12	2.26881E-12	2.31608E-12
26054	8.48997E-06	8.78303E-06	8.96601E-06
26056	9.76436E-10	1.01014E-09	1.03119E-09
26057	7.48776E-08	7.74622E-08	7.90760E-08
26058	9.11649E-07	9.43118E-07	9.62766E-07
6000	1.33418E-04	1.33418E-04	1.55583E-04
7014	2.70974E-04	2.70974E-04	3.15990E-04
7015	9.89950E-07	9.89950E-07	1.15441E-06
14028	6.88875E-04	6.88875E-04	8.03316E-04
14029	3.49953E-05	3.49953E-05	4.08090E-05
14030	2.30962E-05	2.30962E-05	2.69331E-05
15031	5.34719E-06	5.34719E-06	6.23551E-06
16032	4.90647E-06	4.90647E-06	5.72157E-06
16033	3.87393E-08	3.87393E-08	4.51750E-08
16034	2.19523E-07	2.19523E-07	2.55992E-07
16036	5.16525E-10	5.16525E-10	6.02334E-10
24050	8.21641E-04	8.21641E-04	9.58139E-04
24052	1.58446E-02	1.58446E-02	1.84768E-02
24053	1.79664E-03	1.79664E-03	2.09512E-03
24054	4.47221E-04	4.47221E-04	5.21517E-04
25055	1.74854E-03	1.74854E-03	2.03902E-03
26054	4.01393E-03	4.01393E-03	4.68076E-03
26056	6.30102E-02	6.30102E-02	7.34780E-02
26057	1.45518E-03	1.45518E-03	1.69692E-03
26058	1.93658E-04	1.93658E-04	2.25830E-04
27059	1.87356E-05	1.87356E-05	2.18482E-05
28058	6.48023E-03	6.48023E-03	7.55678E-03
28060	2.49617E-03	2.49617E-03	2.91086E-03
28061	1.08507E-04	1.08507E-04	1.26533E-04
28062	3.45968E-04	3.45968E-04	4.03443E-04
28064	8.81078E-05	8.81078E-05	1.02745E-04
41093	1.06961E-04	1.06961E-04	1.24730E-04
73180	6.59021E-09	6.59021E-09	7.68503E-09

Varilla

	Isótopo	Nodo 10 Fracción atómica [-]	Nodo 11 Fracción atómica [-]	Nodo 12 Fracción atómica [-]
	73181	5.49119E-05	5.49119E-05	6.40344E-05
Aislante	8016	-	-	1.48095E-02
	8017	-	-	5.64134E-06
	8018	-	-	3.04333E-05
	13027	-	-	9.89711E-03
Rejilla separadora	5010	1.04510E-06	-	1.18293E-06
	5011	4.20665E-06	-	4.76143E-06
	6000	6.90785E-05	-	7.81886E-05
	13027	2.10429E-04	-	2.38180E-04
	14028	1.18573E-04	-	1.34210E-04
	14029	6.02358E-06	-	6.81797E-06
	14030	3.97543E-06	-	4.49971E-06
	15031	5.13257E-06	-	5.80946E-06
	16032	4.70952E-06	-	5.33062E-06
	16033	3.71845E-08	-	4.20884E-08
	16034	2.10712E-07	-	2.38501E-07
	16036	4.95793E-10	-	5.61179E-10
	22046	1.76143E-05	-	1.99372E-05
	22047	1.58848E-05	-	1.79797E-05
	22048	1.57397E-04	-	1.78154E-04
	22049	1.15507E-05	-	1.30740E-05
	22050	1.10596E-05	-	1.25181E-05
	24050	1.80291E-04	-	2.04068E-04
	24052	3.47673E-03	-	3.93525E-03
	24053	3.94232E-04	-	4.46224E-04
	24054	9.81329E-05	-	1.11075E-04
	25055	6.57288E-05	-	7.43971E-05
	26054	2.02046E-04	-	2.28692E-04
	26056	3.17169E-03	-	3.58998E-03
	26057	7.32480E-05	-	8.29081E-05
	26058	9.74795E-06	-	1.10335E-05
27059	1.75341E-04	-	1.98465E-04	
28058	6.91468E-03	-	7.82659E-03	
28060	2.66352E-03	-	3.01479E-03	

	Isótopo	Nodo 10 Fracción atómica [-]	Nodo 11 Fracción atómica [-]	Nodo 12 Fracción atómica [-]
	28061	1.15781E-04	-	1.31051E-04
	28062	3.69161E-04	-	4.17847E-04
	28064	9.40145E-05	-	1.06413E-04
	29063	3.37339E-05	-	3.81828E-05
	29065	1.50498E-05	-	1.70346E-05
	41093	6.26397E-04	-	7.09006E-04
	42092	5.33203E-05	-	6.03522E-05
	42094	3.33207E-05	-	3.77151E-05
	42095	5.73997E-05	-	6.49697E-05
	42096	6.02154E-05	-	6.81567E-05
	42097	3.45120E-05	-	3.90634E-05
	42098	8.73269E-05	-	9.88436E-05
	42100	3.49091E-05	-	3.95129E-05
	<hr/>			
Huelgo de gas	2003	1.06265E-08	1.06265E-08	1.03706E-09
	2004	7.93020E-03	7.93020E-03	7.73916E-04
	<hr/>			
	6000	-	-	1.16393E-03
	14028	-	-	1.53471E-03
	14029	-	-	7.52751E-05
	14030	-	-	4.80270E-05
	16032	-	-	4.14969E-05
	16033	-	-	3.17710E-07
	16034	-	-	1.74755E-06
	16036	-	-	3.88332E-09
	24050	-	-	1.25556E-03
Homogeneización de muelles	24052	-	-	2.32825E-02
	24053	-	-	2.59017E-03
	24054	-	-	6.32817E-04
	25055	-	-	1.69490E-03
	26054	-	-	8.07206E-04
	26056	-	-	1.22194E-02
	26057	-	-	2.77240E-04
	26058	-	-	3.62600E-05
	28058	-	-	8.15521E-02
	28060	-	-	3.03676E-02

Isótopo	Nodo 10	Nodo 11	Nodo 12
	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]	Fracción atómica [-]
28061	-	-	1.29839E-03
28062	-	-	4.07329E-03
28064	-	-	1.00476E-03
29063	-	-	3.06956E-04
29065	-	-	1.32728E-04
2003	-	-	9.22364E-08
2004	-	-	6.88327E-02
Densidad	4.43091 g/cm ³	4.28532 g/cm ³	1.65715 g/cm ³

Tabla A2-24: Composición isotópica y densidad: Homogeneización Nodal Núcleo del Reactor (4/4).

A1.22 SA-965-F347 (Presionador)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.37995E-03
14028	9.07103E-03
14029	4.60815E-04
14030	3.04128E-04
15031	4.45928E-04
16032	1.63695E-04
16033	1.29247E-06
16034	7.32398E-06
16036	1.72329E-08
24050	8.31025E-03
24052	1.60255E-01
24053	1.81716E-02
24054	4.52330E-03
25055	2.01131E-02
26054	3.85612E-02
26056	6.05328E-01
26057	1.39797E-02
26058	1.86044E-03
27059	9.37483E-04
28058	7.68984E-02
28060	2.96210E-02
28061	1.28761E-03
28062	4.10557E-03
28064	1.04543E-03
41093	2.40457E-03
73181	7.63323E-04
Densidad	7.84600 g/cm ³

Tabla A2-25: Composición isotópica y densidad: SA-965-F347.

A1.23 SA-336M-F304 (Desionizador)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	3.63604E-03
14028	1.79260E-02
14029	9.10653E-04
14030	6.01012E-04
15031	6.16863E-04
16032	3.23491E-04
16033	2.55414E-06
16034	1.44735E-05
16036	3.40553E-08
24050	9.12363E-03
24052	1.75940E-01
24053	1.99502E-02
24054	4.96603E-03
25055	1.98735E-02
26054	3.75762E-02
26056	5.89866E-01
26057	1.36226E-02
26058	1.81292E-03
27059	9.26316E-04
28058	6.96506E-02
28060	2.68291E-02
28061	1.16625E-03
28062	3.71861E-03
28064	9.46892E-04
Densidad	7.80000 g/cm³

Tabla A2-26: Composición isotópica y densidad: SA-336M-F304.

A1.24 SB 575 N06022 (Bombas del Primario)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	7.67945E-04
14028	1.61537E-03
14029	8.20622E-05
14030	5.41593E-05
15031	3.97055E-04
16032	3.64387E-04
16033	2.87704E-06
16034	1.63032E-05
16036	3.83605E-08
23050	1.05621E-05
23051	4.21428E-03
24050	1.15617E-02
24052	2.22955E-01
24053	2.52813E-02
24054	6.29306E-03
25055	5.59648E-03
26054	3.86162E-03
26056	6.06192E-02
26057	1.39996E-03
26058	1.86309E-04
27059	2.60855E-02
28058	3.56724E-01
28060	1.37409E-01
28061	5.97309E-03
28062	1.90453E-02
28064	4.84963E-03
42092	1.35023E-02
42094	8.50280E-03
42095	1.47196E-02
42096	1.54909E-02
42097	8.92097E-03
42098	2.26648E-02
42100	9.12541E-03
74180	1.40484E-05
74182	3.10236E-03

Isótopo	Fracción atómica [-]
74183	1.67527E-03
74184	3.58703E-03
74186	3.32830E-03
Densidad	6.81400 g/cm ³

Tabla A2-27: Composición isotópica y densidad: SB 575 N06022.

A1.25 ASS 316 (Intercambiadores de calor, bombas, etc.)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.90025E-03
14028	9.26785E-03
14029	4.70814E-04
14030	3.10727E-04
15031	4.13368E-04
16032	2.47407E-04
16033	1.95342E-06
16034	1.10694E-05
16036	2.60456E-08
24050	7.90815E-03
24052	1.52501E-01
24053	1.72924E-02
24054	4.30444E-03
25055	1.02748E-02
26054	3.88626E-02
26056	6.10060E-01
26057	1.40890E-02
26058	1.87498E-03
27059	1.88920E-03
28058	7.74821E-02
28060	2.98458E-02
28061	1.29738E-03
28062	4.13674E-03
28064	1.05336E-03
42092	2.10750E-03
42094	1.32716E-03
42095	2.29750E-03
42096	2.41789E-03
42097	1.39243E-03
42098	3.53764E-03
42100	1.42434E-03
Densidad	7.89000 g/cm³

Tabla A2-28: Composición isotópica y densidad: ASS 316.

A1.26 SA-182-F316L (Válvulas de Aislamiento)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	1.38360E-03
7014	3.94016E-03
7015	1.43954E-05
14028	1.81900E-02
14029	9.24068E-04
14030	6.09865E-04
15031	6.25950E-04
16032	3.28256E-04
16033	2.59177E-06
16034	1.46867E-05
16036	3.45569E-08
24050	8.33223E-03
24052	1.60679E-01
24053	1.82197E-02
24054	4.53526E-03
25055	2.01663E-02
26054	3.51438E-02
26056	5.51683E-01
26057	1.27408E-02
26058	1.69556E-03
27059	1.87992E-03
28058	9.63772E-02
28060	3.71241E-02
28061	1.61377E-03
28062	5.14553E-03
28064	1.31024E-03
42092	2.51658E-03
42094	1.58477E-03
42095	2.74347E-03
42096	2.88723E-03
42097	1.66271E-03
42098	4.22432E-03
42100	1.70081E-03
Densidad	7.90000 g/cm³

Tabla A2-29: Composición isotópica y densidad: SA-182-F316L.

A1.27 AISI 304L (Tanques)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	6.87077E-04
14028	9.03292E-03
14029	4.58879E-04
14030	3.02851E-04
15031	4.08530E-04
16032	2.44511E-04
16033	1.93056E-06
16034	1.09398E-05
16036	2.57407E-08
24050	8.73508E-03
24052	1.68447E-01
24053	1.91006E-02
24054	4.75454E-03
25055	1.00143E-02
26054	3.98744E-02
26056	6.25943E-01
26057	1.44558E-02
26058	1.92380E-03
27059	1.86709E-03
28058	6.38127E-02
28060	2.45804E-02
28061	1.06850E-03
28062	3.40693E-03
28064	8.67528E-04
Densidad	7.80000 g/cm³

Tabla A2-30: Composición isotópica y densidad: AISI 304L.

A1.28 SS-HY-100 (Perfiles y componentes estructurales)

Isótopo	Fracción atómica [-]
6000	9.23069E-03
14028	6.37113E-03
14029	3.23658E-04
14030	2.13608E-04
15031	2.68459E-04
16032	6.56989E-05
16033	5.18730E-07
16034	2.93947E-06
16036	6.91640E-09
22046	1.91087E-05
22047	1.72326E-05
22048	1.70751E-04
22049	1.25307E-05
22050	1.19979E-05
23050	8.16148E-07
23051	3.25643E-04
24050	8.33827E-04
24052	1.60795E-02
24053	1.82329E-03
24054	4.53855E-04
25055	4.03618E-03
26054	5.36988E-02
26056	8.42957E-01
26057	1.94675E-02
26058	2.59077E-03
27059	1.88129E-03
28058	2.25043E-02
28060	8.66857E-03
28061	3.76818E-04
28062	1.20149E-03
28064	3.05944E-04
23063	1.50809E-03
29065	6.72807E-04
33075	1.84975E-04
42092	5.03681E-04

Isótopo	Fracción atómica [-]
42094	3.17184E-04
42095	5.49092E-04
42096	5.77864E-04
42097	3.32783E-04
42098	8.45476E-04
42100	3.40409E-04
50112	1.35891E-06
50114	9.24616E-07
50115	4.76317E-07
50116	2.03696E-05
50117	1.07592E-05
50118	3.39306E-05
50119	1.20340E-05
50120	4.56424E-05
50122	6.48632E-06
50124	8.11140E-06
51121	6.51165E-05
51123	4.87036E-05
Densidad	7.90000 g/cm³

Tabla A2-31: Composición isotópica y densidad: SS-HY-100.

A1.29 Diesel

Isótopo	Fracción atómica [-]
1001	6.33781E-01
6000	3.64349E-01
16032	1.77631E-03
16033	1.40250E-05
16034	7.94749E-05
16036	1.87000E-07
Densidad	0,955 g/cm³

Tabla A2-32: Composición isotópica y densidad: Diesel Oil.

A1.30 Inconel 600 (31 %) Agua (69%)

	Isótopo	Fracción atómica [-]
Inconel 600	6000	1.43692E-03
	14028	1.87946E-03
	14029	9.54782E-05
	14030	6.30136E-05
	16032	5.21796E-05
	16033	4.11988E-07
	16034	2.33459E-06
	16036	5.49316E-09
	24050	2.28106E-03
	24052	4.39879E-02
	24053	4.98790E-03
	24054	1.24159E-03
	25055	2.08366E-03
	26054	1.47460E-03
	26056	2.31482E-02
	26057	5.34591E-04
	26058	7.11443E-05
	27059	2.39245E-04
	28058	1.53391E-01
	28060	5.90857E-02
28061	2.56842E-03	

	Isótopo	Fracción atómica [-]
	28062	8.18947E-03
	28064	2.08533E-03
	29063	6.22834E-04
	29065	2.77866E-04
	1001	4.60080E-01
	1002	5.29154E-05
Agua	8016	2.29507E-01
	8017	8.74256E-05
	8017	4.71636E-04
	Densidad	3.148 g/cm ³

Tabla A2-33: Composición isotópica y densidad: Inconel (31%) Water (69%) homogenization.

ANEXO II

Geometría SERPENT

A2 GEOMETRÍA SERPENT

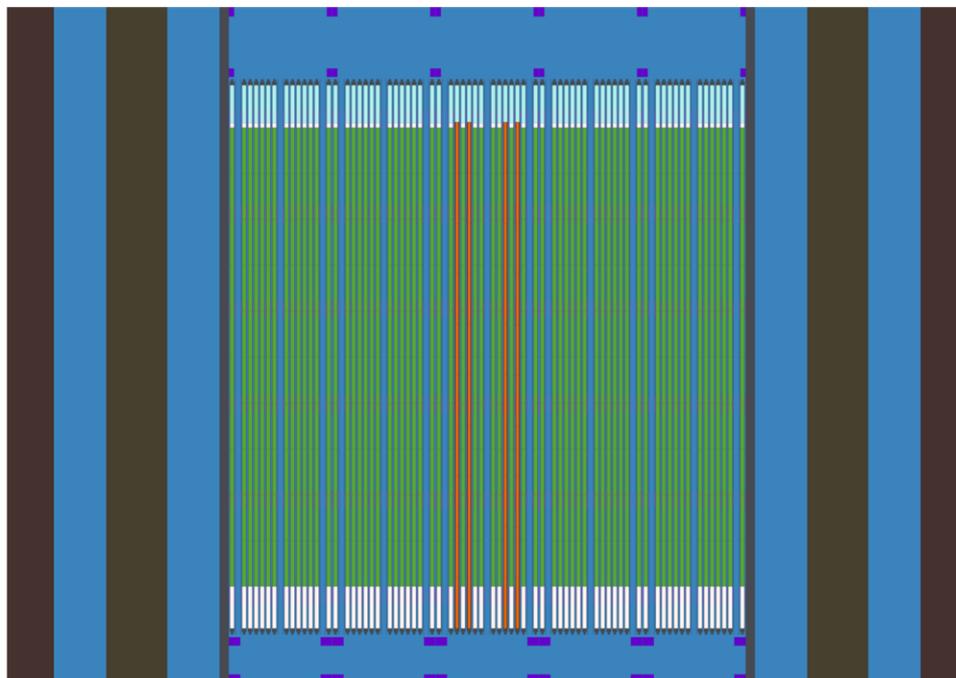


Figura A2-1: Núcleo del reactor SERPENT XZ 2D.

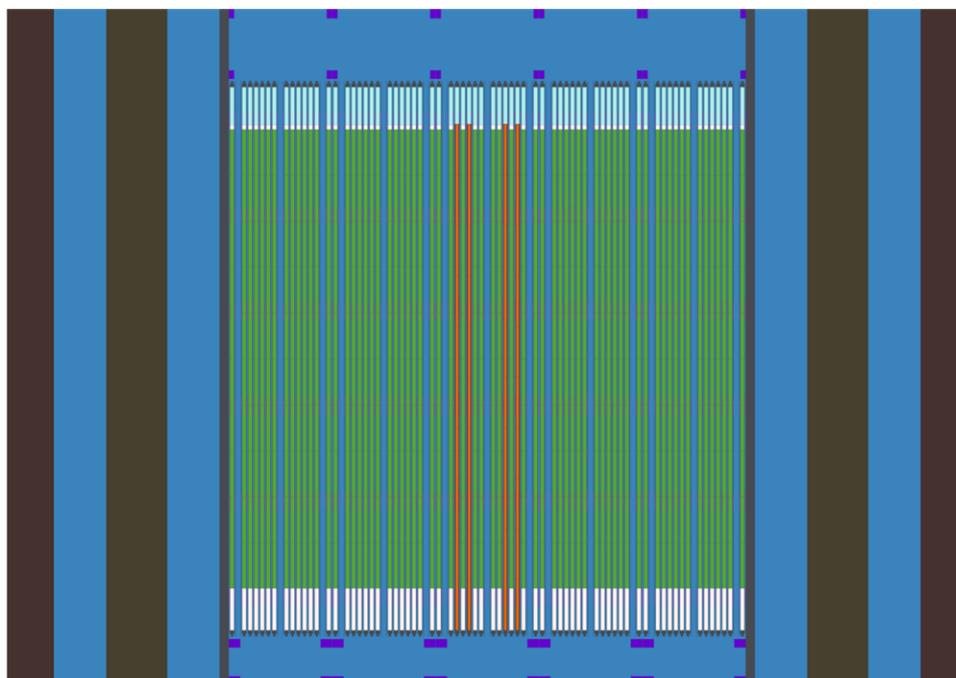


Figura A2-2: Núcleo del reactor SERPENT reactor YZ 2D.

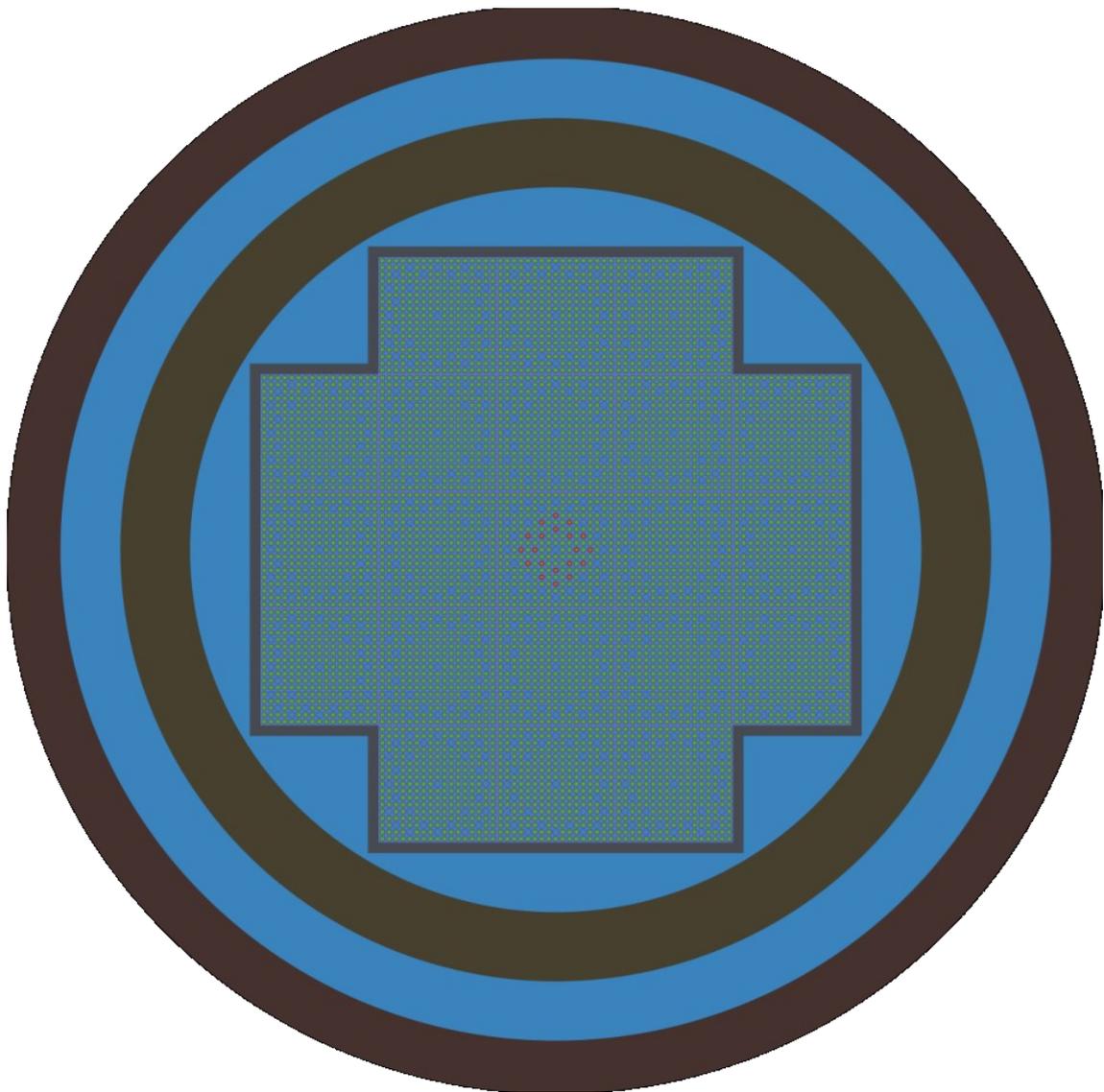


Figura A2-3: Núcleo del reactor SERPENT XY 2D.

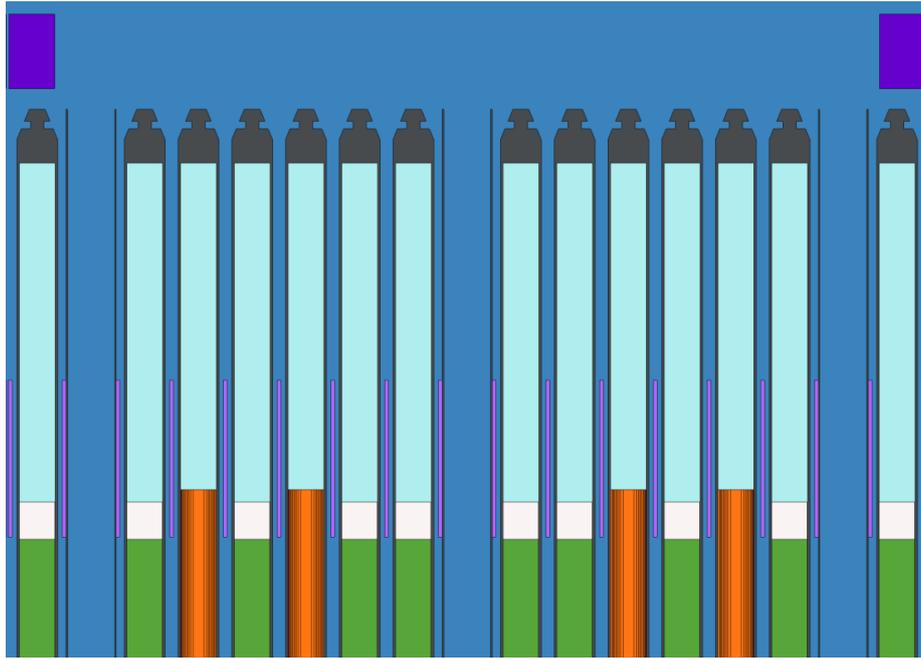


Figura A2-4: Detalle parte superior de los elementos centrales.

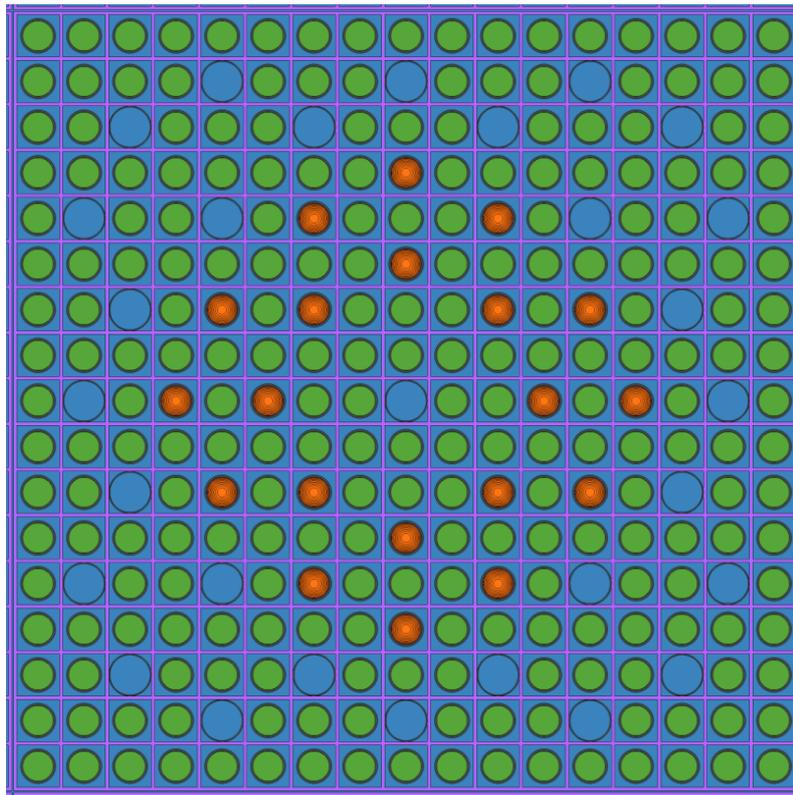


Figura A2-5: Detalle corte axial de los elementos centrales.

ANEXO III

Espectro Fotónico del Núcleo del Reactor

This page is left blank intentionally

A3 ESPECTRO FOTÓNICO DEL NÚCLEO DEL REACTOR

A3.1 Lista de isótopos que constituyen el espectro.

H-1, H-2, H-3, HE-3, He-4, LI-6, LI-7, BE-9, B-10, B-11, C-12, C-13, C-14, C-15, N-13, N-14, N-15, N-16, O-16, O-17, O-18, O-19, F-19, CO-58, CO-60, SE-79, BR-82, BR-84, BR-85, KR-83m, KR-85, KR-85m, KR-87, KR-88, RB-86, RB-88, RB-89, SR-89, SR-90, SR-91, SR-92, Y-90, Y-91, Y-91m, Y-92, Y-93, ZR-91, ZR-92, ZR-93, ZR-94, ZR-95, ZR-96, ZR-97, NB-95, NB-95m, NB-97, MO-95, MO-97, MO-98, MO-99, MO-100, MO-101, TC-99, TC-99m, RU-101, RU-102, RU-103, RU-105, RU-106, RH-103, RH-105, PD-105, PD-108, PD-109, PD-112, AG-108m, AG-109, AG-110m, AG-111, IN-115m, SN-125, SN-126, SB-122, SB-124, SB-125, SB-126, SB-127, SB-129, TE-123m, TE-127, TE-129, TE-129m, TE-131, TE-131m, TE-132, TE-134, I-131, I-132, I-133, I-134, I-135, XE-131m, XE-132, XE-133, XE-133m, XE-134, XE-135, XE-135m, XE-136, CS-133, CS-134, CS-135, CS-136, CS-137, CS-138, BA-138, BA-139, BA-140, BA-141, LA-139, LA-140, LA-141, LA-142, CE-140, CE-141, CE-142, CE-143, CE-144, PR-141, PR-143, PR-144, ND-143, ND-144, ND-145, ND-146, ND-147, ND-148, ND-150, PM-147, SM-147, SM-148, SM-149, SM-150, SM-151, SM-152, SM-153, SM-154, EU-151, EU-152, EU-153, EU-154, EU-155, EU-156, GD-154, GD-155, GD-156, GD-157, GD-158, GD-160, U-234, U-235, U-236, U-238, NP-237, NP-239, PU-238, PU-239, PU-240, PU-241, PU-242, AM-241, AM-243, CM-242, CM-243, CM-244, CM-245, CM-246, CM-247.

ANEXO IV

Geometría SuperMC

A4 GEOMETRÍA SUPERMC

Figure A3-1: Sección ZY del NAVA I Modelo SuperMC (1).

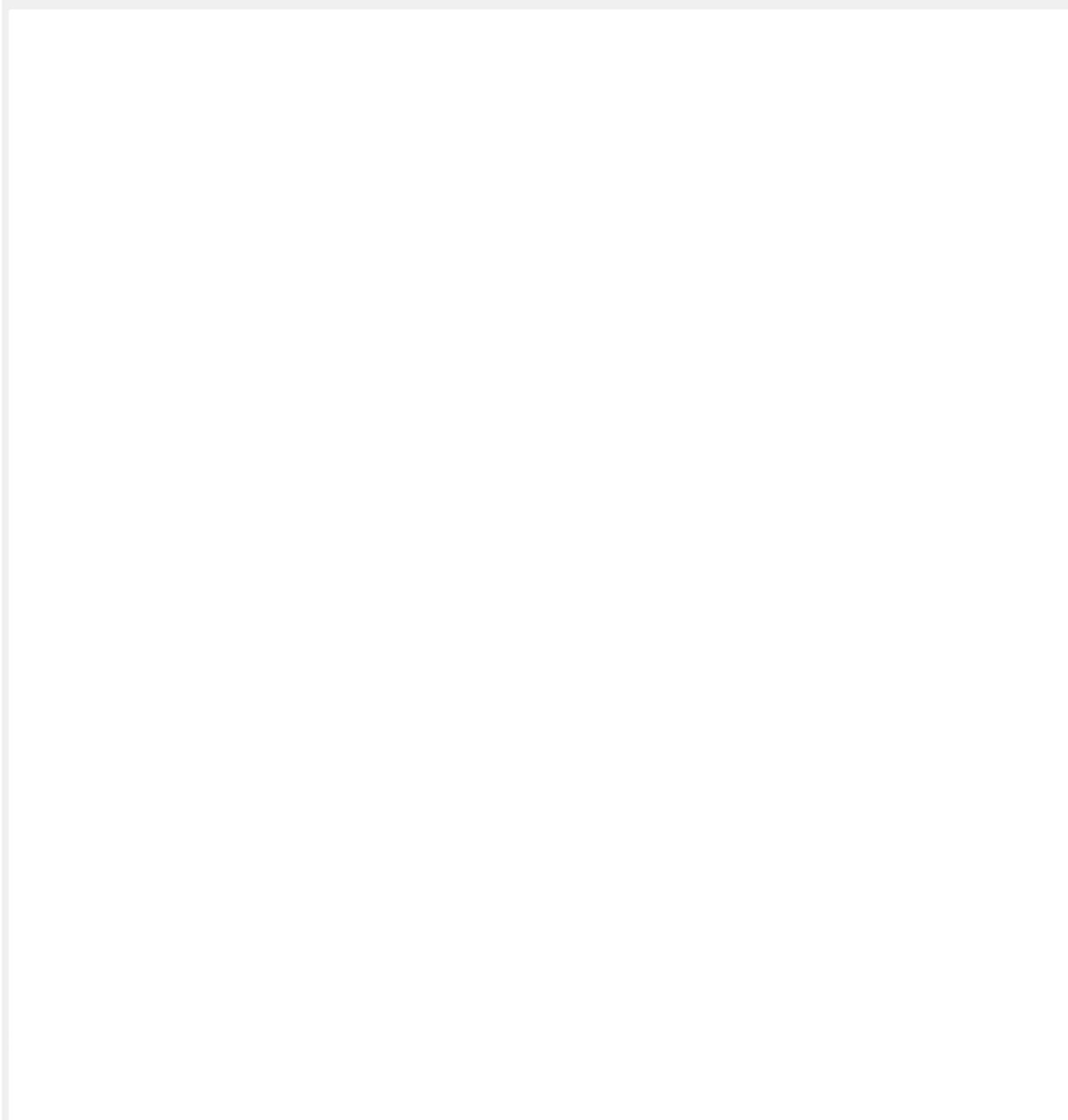


Figure A3-2: Sección ZX del NAVAL I Modelo SuperMC (2).

Figure A3-3: Sección XY del NAVAL I Modelo SuperMC Z=210 cm.

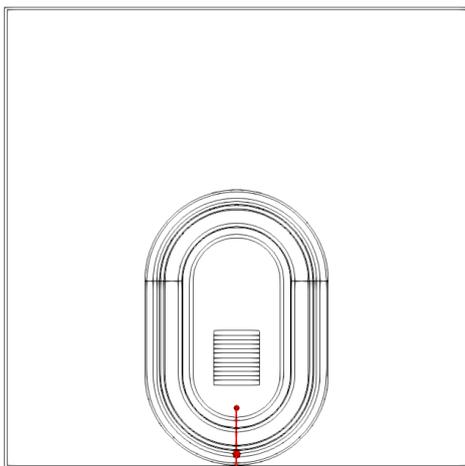
Figure A3-4: Sección XY del NAVAL I Modelo SuperMC Z=330 cm.

Dentro Blindaje Primario		Fuera Blindaje Primario	
Color	Material/Componente	Color	Material/Componente
Azul	Agua	Amarillo	Bombas
Azul Claro	Polietileno Borado	Verde	Generador de Vapor
Rosa	Blindaje Térmico	Marrón	Presionador
Verde Claro	Núcleo	Gris	Acero
Púrpura	Barrilete	Rosa	Desionizador
Púrpura	Vasija		
Gris	Acero		
Naranja	Hrmigón		
Amarillo	Plomo		

Tabla A3-1: Leyenda por Material/componente NAVAL I Modelo SuperMC.

ANEXO V

MCNP Input Caso Cilindro



A5 MCNP INPUT CASO CILINDRO

```
C          Model          Name          :          /NAVAL
I_Primary_GENERIC_Updated_Materials&Geometry_Watt_Rotated_NGVR_10.i
C Start Time : 2021/06/29 5:23:40 PM:Thursday
C
C =====
1  32 -1.023343 (611 -3020 -3005):(3025 -592 -3005):(
      611 -592 575 -591 749 -612 3005):(
      3005 611 -3020 -575 591 749 -612):(
      3025 -592 3005 -575 591 749 -612):(
      3020 -3025 3005 -575 591 749 -612)
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 EXT:N=0.7Z EXT:P=0.5V2
      TMP=2.53005e-008
      $u=0
570 26 -4.39361000e+000 -1000
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=5.17040e-008
      $u=0
C VESSEL
600 12 -7.84920026 2000 -2015
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=5.17040e-008
      $u=0
601  1 -0.76628 1000 -2000
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=5.17040e-008
      $u=0
C CASCO
700 12 -7.84920026 (3020 -3010 -3005):(3015 -3025 -3005):(
      3010 -3015 3000 -3005)
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
      $u=0
702  2 -1.20499998e-003 (3900 3010 -3000 -3015)
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
      $u=0
C AISLAMIENTO TÉRMICO
800  8 -0.209639421 2015 -3100
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
      $u=0
C HOLGURA
810  2 -1.20499998e-003 3100 -3200
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
      $u=0
C ACERO BLINDAJE PRIMARIO
820  3 -7.83084793 3200 -3300
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
      $u=0
C PRIMERA CAPA AGUA
830 31 -0.98328 3300 -3400
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
      $u=0
C CAPAS ACERO-PLOMO
840  3 -7.83084793 3400 -3500
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
      $u=0
842  4 -11.35 3500 -3520
      IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
```

\$u=0
 844 3 -7.83084793 3520 -3530
 IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
 \$u=0
 C SEGUNDA CAPA AGUA
 850 31 -0.98328 3530 -3600
 IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
 \$u=0
 C ACERO
 860 3 -7.83084793 3600 -3700
 IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
 \$u=0
 C TERCERA CAPA AGUA
 870 31 -0.98328 3700 -3800
 IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
 \$u=0
 C ACERO - EXTERIOR DEL BLINDAJE PRIMARIO
 880 3 -7.83084793 3800 -3900
 IMP:N=1.0 IMP:P=1.0 IMP:E=0.0 TMP=2.53005e-008
 \$u=0
 C EXTERNAL WORLD
 1248 0 (612:-749:-611:-591:592:575)
 IMP:N=0 IMP:P=0 IMP:E=0
 \$The outer cell

C =====SURFACE Card=====

C
 575 PX 600.0000000000000000
 591 PX -600.0000000000000000
 592 PY 600.0000000000000000
 611 PY -700.0000000000000000
 612 PZ 1200.0000000000000000
 689 PZ 271.6999999999999990
 693 PZ 260.8000000000000010
 694 PZ 250.9300000000000010
 696 PZ 241.0600000000000000
 697 PZ 231.1900000000000000
 698 PZ 221.3199999999999990
 700 PZ 211.4499999999999990
 701 PZ 201.5800000000000010
 704 PZ 191.7100000000000010
 705 PZ 181.8400000000000000
 708 PZ 171.9700000000000000
 711 PZ 162.0999999999999990
 714 PZ 151.1999999999999990
 749 PZ -100.0000000000000000
 1058 P 0.737277336810106 -0.675590207615680 0.0 55.182470576485940
 1066 P 0.737277336810106 -0.675590207615680 0.0 33.112470576459430
 1068 P 0.737277336809482 -0.675590207616361 0.0 30.655000000037269
 1082 P 0.737277336810106 -0.675590207615680 0.0
 -33.112470599994104
 1090 P 0.737277336810106 -0.675590207615680 0.0
 -55.182470600000094
 1119 P 0.675590207615680 0.737277336810106 0.0 55.182470599972532
 1127 P 0.675590207615680 0.737277336810106 0.0 33.112470600004784
 1143 P 0.675590207615680 0.737277336810106 0.0 -33.112470599988718

1151 P 0.675590207615680 0.737277336810106 0.0 -55.182470599978281

C NUCLEO

1000 SZ 350 50

C VASIJA

2000 SZ 350 94.70

2005 PZ 380

2010 PZ 176.2

2015 SZ 350 102.35

2020 SZ 380 94.70

2025 SZ 176.2 94.70

2030 SZ 380 102.35

2035 SZ 176.2 102.35

C CASCO

3000 C/Y 0 475 500

3005 C/Y 0 475 505

3010 PY -500

3015 PY 500

3020 PY -505

3025 PY 505

C AISLAMIENTO TÉRMICO

3100 SZ 350 117.35

C 3105 SZ 380 117.35

C 3110 SZ 176.2 117.35

C HOLGURA

3200 SZ 350 119.25

C 3205 SZ 380 119.25

C 3210 SZ 176.2 119.25

C ACERO BLINDAJE PRIMARIO

3300 SZ 350 126.85

C 3305 SZ 380 126.85

C 3310 SZ 176.2 126.85

C PRIMERA CAPA AGUA

3400 SZ 350 156.00

C 3405 SZ 380 156.00

C 3410 SZ 176.2 156.00

C CAPAS ACERO-PLOMO

3500 SZ 350 158.20

3520 SZ 350 165.70

3530 SZ 350 167.90

C 3505 SZ 380 158.20

C 3510 SZ 176.2 158.20

C 3506 SZ 380 165.70

C 3511 SZ 176.2 165.70

C 3507 SZ 380 167.90

C 3512 SZ 176.2 167.90

C SEGUNDA CAPA AGUA

3600 SZ 350 174.00

C 3605 SZ 380 174.00

C 3610 SZ 176.2 174.00

C ACERO

3700 SZ 350 181.60

C 3705 SZ 380 181.60

C 3710 SZ 176.2 181.60

C TERCERA CAPA AGUA

3800 SZ 350 195.20

C 3805 SZ 380 195.20

C 3810 SZ 176.2 195.20
C ACERO - EXTERIOR DEL BLINDAJE PRIMARIO
3900 SZ 350 199.70
C 3905 SZ 380 199.70
C 3910 SZ 176.2 199.70

c =====
c mass density:0.76628
c volume fraction:100%
c matname: m1 - Water
c =====

m1
1001.86c 6.66590E-01
1002.86c 7.66667E-05
8016.86c 3.32523E-01
8017.86c 1.26667E-04
8016.86c 6.83333E-04
c 6000.86c 1.50000e-004
c 7014.86c 7.81576e-001
c 7015.86c 2.85533e-003
c 8016.86c 2.10236e-001
c 8017.86c 8.00842e-005
c 8016.86c 4.32033e-004
c 18036.86c 1.55825e-005
c 18038.86c 2.93806e-006
c 18040.86c 4.65248e-003

mt1 lwtr.25t
c =====
c =====
c mass density:0.001205
c volume fraction:100%
c matname: m2 - Air
c =====

m2
6000.86c 1.50000e-004
7014.86c 7.81576e-001
7015.86c 2.85533e-003
8016.86c 2.10236e-001
8017.86c 8.00842e-005
8016.86c 4.32033e-004
18036.86c 1.55825e-005
18038.86c 2.93806e-006
18040.86c 4.65248e-003

c =====
c =====
c mass density:7.83084793
c volume fraction:100%
c matname: m5 - SA-516-G70 (Primary shielding)
c =====

m3
6000.86c 1.32994E-02
14028.86c 5.06448E-03
14029.86c 2.57280E-04
14030.86c 1.69799E-04
15031.86c 6.22419E-04
16032.86c 3.26405E-04

16033.86c	2.57715E-06
16034.86c	1.46039E-05
16036.86c	3.43620E-08
25055.86c	1.03772E-02
26054.86c	5.65794E-02
26056.86c	8.88176E-01
26057.86c	2.05118E-02
26058.86c	2.72975E-03
27059.86c	1.86932E-03
c 6000.86c	1.50000e-004
c 7014.86c	7.81576e-001
c 7015.86c	2.85533e-003
c 8016.86c	2.10236e-001
c 8017.86c	8.00842e-005
c 8016.86c	4.32033e-004
c 18036.86c	1.55825e-005
c 18038.86c	2.93806e-006
c 18040.86c	4.65248e-003

mt3 fe56.22t

c =====

c =====

c mass density:11.35

c volume fraction:100%

c matname: m6 - Lead (Primary shielding)

c =====

m4

82204.86c	1.40000e-002
82206.86c	2.41000e-001
82207.86c	2.21000e-001
82208.86c	5.24000e-001
c 6000.86c	1.50000e-004
c 7014.86c	7.81576e-001
c 7015.86c	2.85533e-003
c 8016.86c	2.10236e-001
c 8017.86c	8.00842e-005
c 8016.86c	4.32033e-004
c 18036.86c	1.55825e-005
c 18038.86c	2.93806e-006
c 18040.86c	4.65248e-003

c =====

c =====

c mass density:2.6

c volume fraction:100%

c matname: m7 - Boral

c =====

m5

c 5010.86c	2.31950E-02
c 5011.86c	9.33628E-02
c 11023.86c	5.48060E-03
c 13027.86c	8.68105E-01
c 14028.86c	1.65498E-03
c 14029.86c	8.40741E-05
c 14030.86c	5.54871E-05
c 19039.86c	6.01075E-03
c 19040.86c	7.54099E-07
c 19041.86c	4.33781E-04

```

c 22046.86c 2.17162E-05
c 22047.86c 1.95841E-05
c 22048.86c 1.94051E-04
c 22049.86c 1.42406E-05
c 22050.86c 1.36352E-05
c 26054.86c 7.91259E-05
c 26056.86c 1.24211E-03
c 26057.86c 2.86857E-05
c 26058.86c 3.81753E-06
6000.86c 1.50000e-004
7014.86c 7.81576e-001
7015.86c 2.85533e-003
8016.86c 2.10236e-001
8017.86c 8.00842e-005
8016.86c 4.32033e-004
18036.86c 1.55825e-005
18038.86c 2.93806e-006
18040.86c 4.65248e-003

```

mt5 al27.22t fe56.22t

c =====

c =====

c mass density:2.3

c volume fraction:100%

c matname: m8 - Concrete

c =====

m6

```

c 1001.86c 1.68006E-01
c 1002.86c 1.93229E-05
c 8016.86c 5.61820E-01
c 8017.86c 2.14012E-04
c 8016.86c 1.15454E-03
c 11023.86c 2.13646E-02
c 13027.86c 2.13422E-02
c 14028.86c 1.87433E-01
c 14029.86c 9.52173E-03
c 14030.86c 6.28414E-03
c 20040.86c 1.80254E-02
c 20042.86c 1.20306E-04
c 20043.86c 2.51024E-05
c 20044.86c 3.88623E-04
c 20046.86c 7.43776E-07
c 20048.86c 3.47715E-05
c 26054.86c 2.48178E-04
c 26056.86c 3.89587E-03
c 26057.86c 8.99725E-05
c 26058.86c 1.19737E-05

```

c mt6 al27.22t fe56.22t lwtr.20t

```

6000.86c 1.50000e-004
7014.86c 7.81576e-001
7015.86c 2.85533e-003
8016.86c 2.10236e-001
8017.86c 8.00842e-005
8016.86c 4.32033e-004
18036.86c 1.55825e-005
18038.86c 2.93806e-006
18040.86c 4.65248e-003

```

```

c =====
c =====
c mass density:1.04
c volume fraction:100%
c matname: m9 - Borated PE
c =====
m7
c 1001.86c 6.47870E-01
c 1002.86c 7.45137E-05
c 5010.86c 4.46847E-03
c 5011.86c 1.79862E-02
c 6000.86c 3.29600E-01
c mt7 poly.20t
6000.86c 1.50000e-004
7014.86c 7.81576e-001
7015.86c 2.85533e-003
8016.86c 2.10236e-001
8017.86c 8.00842e-005
8016.86c 4.32033e-004
18036.86c 1.55825e-005
18038.86c 2.93806e-006
18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:0.209639421
c volume fraction:100%
c matname: m11 - SA-240-321 (Thermal iSZ 350lation)
c =====
m8
6000.86c 3.63387E-03
7014.86c 3.88087E-03
7015.86c 1.41780E-05
14028.86c 1.34364E-02
14029.86c 6.82582E-04
14030.86c 4.50489E-04
15031.86c 7.92635E-04
16032.86c 4.84947E-04
16033.86c 3.82893E-06
16034.86c 2.16973E-05
16036.86c 5.10524E-08
22046.86c 6.58224E-04
22047.86c 5.93599E-04
22048.86c 5.88173E-03
22049.86c 4.31636E-04
22050.86c 4.13285E-04
24050.86c 8.66227E-03
24052.86c 1.67043E-01
24053.86c 1.89414E-02
24054.86c 4.71491E-03
25055.86c 1.98617E-02
26054.86c 3.72283E-02
26056.86c 5.84404E-01
26057.86c 1.34964E-02
26058.86c 1.79613E-03
27059.86c 9.25763E-04
28058.86c 7.59370E-02

```

```

28060.86c 2.92507E-02
28061.86c 1.27151E-03
28062.86c 4.05424E-03
28064.86c 1.03236E-03
mt8 fe56.22t
c 6000.86c 1.50000e-004
c 7014.86c 7.81576e-001
c 7015.86c 2.85533e-003
c 8016.86c 2.10236e-001
c 8017.86c 8.00842e-005
c 8016.86c 4.32033e-004
c 18036.86c 1.55825e-005
c 18038.86c 2.93806e-006
c 18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:7.82471226
c volume fraction:100%
c matname: m20 - Rod SS AISI 348L* (Nozzles)
c =====
m9
c 6000.86c 1.33040E-03
c 7014.86c 2.70448E-03
c 7015.86c 9.88027E-06
c 14028.86c 6.87562E-03
c 14029.86c 3.49287E-04
c 14030.86c 2.30522E-04
c 15031.86c 5.33688E-05
c 16032.86c 4.89778E-05
c 16033.86c 3.86707E-07
c 16034.86c 2.19134E-06
c 16036.86c 5.15610E-09
c 24050.86c 8.20063E-03
c 24052.86c 1.58141E-01
c 24053.86c 1.79319E-02
c 24054.86c 4.46363E-03
c 25055.86c 1.74518E-02
c 26054.86c 4.00450E-02
c 26056.86c 6.28621E-01
c 26057.86c 1.45176E-02
c 26058.86c 1.93203E-03
c 27059.86c 4.67493E-04
c 28058.86c 6.46782E-02
c 28060.86c 2.49138E-02
c 28061.86c 1.08299E-03
c 28062.86c 3.45314E-03
c 28064.86c 8.79294E-04
c 41093.86c 1.06756E-03
c 73181.86c 5.48128E-04
c mt9 fe56.24t
6000.86c 1.50000e-004
7014.86c 7.81576e-001
7015.86c 2.85533e-003
8016.86c 2.10236e-001
8017.86c 8.00842e-005
8016.86c 4.32033e-004

```

```

18036.86c 1.55825e-005
18038.86c 2.93806e-006
18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:7.80462755
c volume fraction:100.000000%
c matname: m21 - SA-240-347 (Baffle)
c =====
m10
c 6000.86c 1.83201E-03
c 14028.86c 1.35479E-02
c 14029.86c 6.88246E-04
c 14030.86c 4.54228E-04
c 15031.86c 6.21610E-04
c 16032.86c 2.44485E-04
c 16033.86c 1.93035E-06
c 16034.86c 1.09387E-05
c 16036.86c 2.57380E-08
c 24050.86c 8.73415E-03
c 24052.86c 1.68429E-01
c 24053.86c 1.90985E-02
c 24054.86c 4.75403E-03
c 25055.86c 2.00265E-02
c 26054.86c 3.76322E-02
c 26056.86c 5.90745E-01
c 26057.86c 1.36429E-02
c 26058.86c 1.81562E-03
c 27059.86c 1.40017E-03
c 28058.86c 7.65672E-02
c 28060.86c 2.94934E-02
c 28061.86c 1.28206E-03
c 28062.86c 4.08789E-03
c 28064.86c 1.04092E-03
c 41093.86c 3.84872E-03
c mt10 fe56.24t
6000.86c 1.50000e-004
7014.86c 7.81576e-001
7015.86c 2.85533e-003
8016.86c 2.10236e-001
8017.86c 8.00842e-005
8016.86c 4.32033e-004
18036.86c 1.55825e-005
18038.86c 2.93806e-006
18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:7.84622025
c volume fraction:100.000000%
c matname: m22 - SA-965-F347 (Barrel)
c =====
m11
c 6000.86c 1.37999E-03
c 14028.86c 9.07127E-03
c 14029.86c 4.60827E-04
c 14030.86c 3.04136E-04

```

```

c 15031.86c 4.45939E-04
c 16032.86c 1.63700E-04
c 16033.86c 1.29250E-06
c 16034.86c 7.32417E-06
c 16036.86c 1.72333E-08
c 24050.86c 8.31047E-03
c 24052.86c 1.60259E-01
c 24053.86c 1.81721E-02
c 24054.86c 4.52342E-03
c 25055.86c 2.01136E-02
c 26054.86c 3.85622E-02
c 26056.86c 6.05344E-01
c 26057.86c 1.39800E-02
c 26058.86c 1.86048E-03
c 27059.86c 9.37507E-04
c 28058.86c 7.69004E-02
c 28060.86c 2.96217E-02
c 28061.86c 1.28764E-03
c 28062.86c 4.10568E-03
c 28064.86c 1.04545E-03
c 41093.86c 2.37875E-03
c 73181.86c 7.63342E-04
c mt11 fe56.24t
  6000.86c 1.50000e-004
  7014.86c 7.81576e-001
  7015.86c 2.85533e-003
  8016.86c 2.10236e-001
  8017.86c 8.00842e-005
  8016.86c 4.32033e-004
  18036.86c 1.55825e-005
  18038.86c 2.93806e-006
  18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:7.84920026
c volume fraction:100.000000%
c matname: m23 - SA-508 Grade 3 Class 1 (Pressure Vessel)
c =====
m12
  5010.86c 3.05514E-05
  5011.86c 1.22973E-04
  6000.86c 1.05933E-02
  13027.86c 5.12564E-04
  14028.86c 5.44964E-03
  14029.86c 2.76846E-04
  14030.86c 1.82713E-04
  15031.86c 2.14322E-04
  16032.86c 1.31125E-04
  16033.86c 1.03531E-06
  16034.86c 5.86675E-06
  16036.86c 1.38041E-08
  20040.86c 2.00711E-04
  20042.86c 1.33959E-06
  20043.86c 2.79512E-07
  20044.86c 4.32726E-06
  20046.86c 8.28185E-09

```

20048.86c	3.87176E-07
22046.86c	1.43018E-05
22047.86c	1.28976E-05
22048.86c	1.27797E-04
22049.86c	9.37852E-06
22050.86c	8.97980E-06
23050.86c	3.25782E-07
23051.86c	1.29987E-04
24050.86c	6.93415E-05
24052.86c	1.33718E-03
24053.86c	1.51626E-04
24054.86c	3.77428E-05
25055.86c	1.51043E-02
26054.86c	5.57061E-02
26056.86c	8.74466E-01
26057.86c	2.01952E-02
26058.86c	2.68761E-03
27059.86c	1.87739E-04
28058.86c	5.45400E-03
28060.86c	2.10086E-03
28061.86c	9.13232E-05
28062.86c	2.91186E-04
28064.86c	7.41466E-05
29063.86c	5.41787E-04
29065.86c	2.41708E-04
41093.86c	5.95440E-05
42092.86c	4.60750E-04
42094.86c	2.90149E-04
42095.86c	5.02290E-04
42096.86c	5.28610E-04
42097.86c	3.04418E-04
42098.86c	7.73413E-04
42100.86c	3.11395E-04
mt12 fe56.22t al27.22t	
c 6000.86c	1.50000e-004
c 7014.86c	7.81576e-001
c 7015.86c	2.85533e-003
c 8016.86c	2.10236e-001
c 8017.86c	8.00842e-005
c 8016.86c	4.32033e-004
c 18036.86c	1.55825e-005
c 18038.86c	2.93806e-006
c 18040.86c	4.65248e-003
c =====	
c =====	
c mass density:7.770672695	
c volume fraction:100.000000%	
c matname: m24 - SA-240-304 (Sheets)	
c =====	
m13	
c 6000.86c	3.18146E-03
c 7014.86c	3.88310E-03
c 7015.86c	1.41861E-05
c 14028.86c	1.34442E-02
c 14029.86c	6.82974E-04
c 14030.86c	4.50748E-04

```

c 15031.86c 6.16849E-04
c 16032.86c 3.23484E-04
c 16033.86c 2.55409E-06
c 16034.86c 1.44732E-05
c 16036.86c 3.40545E-08
c 24050.86c 8.89534E-03
c 24052.86c 1.71538E-01
c 24053.86c 1.94510E-02
c 24054.86c 4.84176E-03
c 25055.86c 1.98731E-02
c 26054.86c 3.82381E-02
c 26056.86c 6.00257E-01
c 26057.86c 1.38625E-02
c 26058.86c 1.84485E-03
c 27059.86c 9.26295E-04
c 28058.86c 6.64831E-02
c 28060.86c 2.56090E-02
c 28061.86c 1.11321E-03
c 28062.86c 3.54950E-03
c 28064.86c 9.03831E-04
c mt13 fe56.22t
  6000.86c 1.50000e-004
  7014.86c 7.81576e-001
  7015.86c 2.85533e-003
  8016.86c 2.10236e-001
  8017.86c 8.00842e-005
  8016.86c 4.32033e-004
  18036.86c 1.55825e-005
  18038.86c 2.93806e-006
  18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:7.78862705
c volume fraction:100.000000%
c matname: m25 - SA-312 TP 304L (Tubes)
c =====
m14
c 6000.86c 1.59482E-03
c 14028.86c 1.79717E-02
c 14029.86c 9.12976E-04
c 14030.86c 6.02544E-04
c 15031.86c 6.18436E-04
c 16032.86c 3.24316E-04
c 16033.86c 2.56066E-06
c 16034.86c 1.45104E-05
c 16036.86c 3.41421E-08
c 24050.86c 9.14690E-03
c 24052.86c 1.76389E-01
c 24053.86c 2.00011E-02
c 24054.86c 4.97869E-03
c 25055.86c 1.99242E-02
c 26054.86c 3.65636E-02
c 26056.86c 5.73970E-01
c 26057.86c 1.32555E-02
c 26058.86c 1.76406E-03
c 27059.86c 7.42943E-04

```

```

c 28058.86c 8.25242E-02
c 28060.86c 3.17880E-02
c 28061.86c 1.38181E-03
c 28062.86c 4.40593E-03
c 28064.86c 1.12191E-03
c mt14 fe56.22t
  6000.86c 1.50000e-004
  7014.86c 7.81576e-001
  7015.86c 2.85533e-003
  8016.86c 2.10236e-001
  8017.86c 8.00842e-005
  8016.86c 4.32033e-004
  18036.86c 1.55825e-005
  18038.86c 2.93806e-006
  18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:7.84671525
c volume fraction:100.000000%
c matname: m26 - SA-965-F347 (Nozzles of instrumentation)
c =====
m15
c 6000.86c 1.38002E-03
c 14028.86c 9.07150E-03
c 14029.86c 4.60839E-04
c 14030.86c 3.04144E-04
c 15031.86c 4.45951E-04
c 16032.86c 1.63704E-04
c 16033.86c 1.29253E-06
c 16034.86c 7.32436E-06
c 16036.86c 1.72338E-08
c 24050.86c 8.31068E-03
c 24052.86c 1.60263E-01
c 24053.86c 1.81726E-02
c 24054.86c 4.52354E-03
c 25055.86c 2.01141E-02
c 26054.86c 3.85343E-02
c 26056.86c 6.04905E-01
c 26057.86c 1.39699E-02
c 26058.86c 1.85914E-03
c 27059.86c 1.40630E-03
c 28058.86c 7.69024E-02
c 28060.86c 2.96225E-02
c 28061.86c 1.28767E-03
c 28062.86c 4.10578E-03
c 28064.86c 1.04548E-03
c 41093.86c 2.37881E-03
c 73181.86c 7.63362E-04
c mt15 fe56.22t
  6000.86c 1.50000e-004
  7014.86c 7.81576e-001
  7015.86c 2.85533e-003
  8016.86c 2.10236e-001
  8017.86c 8.00842e-005
  8016.86c 4.32033e-004
  18036.86c 1.55825e-005

```

```

18038.86c 2.93806e-006
18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:8.47
c volume fraction:100.000000%
c matname: m27 - Inconel 600 (Guide tubes)
c =====
m16
c 6000.86c 4.63822E-03
c 14028.86c 6.06670E-03
c 14029.86c 3.08193E-04
c 14030.86c 2.03401E-04
c 16032.86c 1.68430E-04
c 16033.86c 1.32985E-06
c 16034.86c 7.53581E-06
c 16036.86c 1.77313E-08
c 24050.86c 7.36302E-03
c 24052.86c 1.41988E-01
c 24053.86c 1.61004E-02
c 24054.86c 4.00772E-03
c 25055.86c 6.72581E-03
c 26054.86c 4.75986E-03
c 26056.86c 7.47197E-02
c 26057.86c 1.72560E-03
c 26058.86c 2.29646E-04
c 27059.86c 7.72256E-04
c 28058.86c 4.95128E-01
c 28060.86c 1.90722E-01
c 28061.86c 8.29057E-03
c 28062.86c 2.64347E-02
c 28064.86c 6.73122E-03
c 29063.86c 2.01044E-03
c 29065.86c 8.96922E-04
c mt16 fe56.24t
6000.86c 1.50000e-004
7014.86c 7.81576e-001
7015.86c 2.85533e-003
8016.86c 2.10236e-001
8017.86c 8.00842e-005
8016.86c 4.32033e-004
18036.86c 1.55825e-005
18038.86c 2.93806e-006
18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:0.8480845
c volume fraction:100.000000%
c matname: m28 - Inconel 600 (10%) + Air (90%) (Upper tubes)
c =====
m17
c 6000.86c 4.63822E-04
c 14028.86c 6.06670E-04
c 14029.86c 3.08193E-05
c 14030.86c 2.03401E-05
c 16032.86c 1.68430E-05

```

```

c 16033.86c 1.32985E-07
c 16034.86c 7.53581E-07
c 16036.86c 1.77313E-09
c 24050.86c 7.36302E-04
c 24052.86c 1.41988E-02
c 24053.86c 1.61004E-03
c 24054.86c 4.00772E-04
c 25055.86c 6.72581E-04
c 26054.86c 4.75986E-04
c 26056.86c 7.47197E-03
c 26057.86c 1.72560E-04
c 26058.86c 2.29646E-05
c 27059.86c 7.72256E-05
c 28058.86c 4.95128E-02
c 28060.86c 1.90722E-02
c 28061.86c 8.29057E-04
c 28062.86c 2.64347E-03
c 28064.86c 6.73122E-04
c 29063.86c 2.01044E-04
c 29065.86c 8.96922E-05
c 6000.86c 1.35000E-04
c 7014.86c 7.03418E-01
c 7015.86c 2.56980E-03
c 8016.86c 1.89212E-01
c 8017.86c 7.20758E-05
c 8016.86c 3.88830E-04
c 18036.86c 1.40242E-05
c 18038.86c 2.64425E-06
c 18040.86c 4.18723E-03
c mt17 fe56.24t
  6000.86c 1.50000e-004
  7014.86c 7.81576e-001
  7015.86c 2.85533e-003
  8016.86c 2.10236e-001
  8017.86c 8.00842e-005
  8016.86c 4.32033e-004
  18036.86c 1.55825e-005
  18038.86c 2.93806e-006
  18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:4.2356025
c volume fraction:100.000000%
c matname: m29 - Inconel 600 (50%) + Air (50%) (Middle tubes)
c =====
m18
c 6000.86c 2.31911E-03
c 14028.86c 3.03335E-03
c 14029.86c 1.54097E-04
c 14030.86c 1.01700E-04
c 16032.86c 8.42148E-05
c 16033.86c 6.64924E-07
c 16034.86c 3.76790E-06
c 16036.86c 8.86565E-09
c 24050.86c 3.68151E-03
c 24052.86c 7.09942E-02

```

```

c 24053.86c 8.05018E-03
c 24054.86c 2.00386E-03
c 25055.86c 3.36291E-03
c 26054.86c 2.37993E-03
c 26056.86c 3.73598E-02
c 26057.86c 8.62802E-04
c 26058.86c 1.14823E-04
c 27059.86c 3.86128E-04
c 28058.86c 2.47564E-01
c 28060.86c 9.53608E-02
c 28061.86c 4.14528E-03
c 28062.86c 1.32173E-02
c 28064.86c 3.36561E-03
c 29063.86c 1.00522E-03
c 29065.86c 4.48461E-04
c 6000.86c 7.50000E-05
c 7014.86c 3.90788E-01
c 7015.86c 1.42766E-03
c 8016.86c 1.05118E-01
c 8017.86c 4.00421E-05
c 8016.86c 2.16017E-04
c 18036.86c 7.79123E-06
c 18038.86c 1.46903E-06
c 18040.86c 2.32624E-03
c mt18 fe56.24t
  6000.86c 1.50000e-004
  7014.86c 7.81576e-001
  7015.86c 2.85533e-003
  8016.86c 2.10236e-001
  8017.86c 8.00842e-005
  8016.86c 4.32033e-004
  18036.86c 1.55825e-005
  18038.86c 2.93806e-006
  18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:2.48541
c volume fraction:99.999990%
c matname: m101 - Node 1
c =====
m19
  5010.86c 3.70922e-006
  5011.86c 1.49301e-005
  6000.86c 4.66455e-006
  8016.86c 5.08884e-004
  8017.86c 1.93847e-007
  8016.86c 1.04574e-006
  13027.86c 3.40083e-004
  1001.86c 4.03803e-001
  1002.86c 4.64417e-005
  8016.86c 2.01439e-001
  8017.86c 7.67333e-005
  8016.86c 4.13955e-004
  17035.86c 8.55109e-010
  17037.86c 2.81186e-010
  9019.86c 1.91480e-010

```

26054.86c	1.90375e-011
26056.86c	2.98848e-010
26057.86c	6.90170e-012
26058.86c	9.18487e-013
8016.86c	1.13410e-009
8017.86c	4.32007e-013
8016.86c	2.33056e-012
1001.86c	9.02206e-006
1002.86c	1.03763e-009
3006.86c	7.95704e-008
3007.86c	9.68785e-007
6000.86c	1.54359e-004
7014.86c	3.13504e-004
7015.86c	1.14533e-006
14028.86c	7.96997e-004
14029.86c	4.04880e-005
14030.86c	2.67212e-005
15031.86c	6.18645e-006
16032.86c	5.67656e-006
16033.86c	4.48196e-008
16034.86c	2.53978e-007
16036.86c	5.97596e-010
24050.86c	9.50601e-004
24052.86c	1.83314e-002
24053.86c	2.07863e-003
24054.86c	5.17414e-004
25055.86c	2.02298e-003
26054.86c	4.64393e-003
26056.86c	7.28999e-002
26057.86c	1.68357e-003
26058.86c	2.24053e-004
27059.86c	2.16763e-005
28058.86c	7.49733e-003
28060.86c	2.88796e-003
28061.86c	1.25537e-004
28062.86c	4.00269e-004
28064.86c	1.01937e-004
41093.86c	1.23749e-004
73181.86c	7.62457e-009
73181.86c	6.35306e-005
8016.86c	1.48095e-001
8017.86c	5.64134e-005
8016.86c	3.04333e-004
13027.86c	9.89711e-002
5010.86c	1.18293e-006
5011.86c	4.76143e-006
6000.86c	7.81886e-005
13027.86c	2.38180e-004
14028.86c	1.34210e-004
14029.86c	6.81797e-006
14030.86c	4.49971e-006
15031.86c	5.80946e-006
16032.86c	5.33062e-006
16033.86c	4.20884e-008
16034.86c	2.38501e-007
16036.86c	5.61179e-010

22046.86c	1.99372e-005
22047.86c	1.79797e-005
22048.86c	1.78154e-004
22049.86c	1.30740e-005
22050.86c	1.25181e-005
24050.86c	2.04068e-004
24052.86c	3.93525e-003
24053.86c	4.46224e-004
24054.86c	1.11075e-004
25055.86c	7.43971e-005
26054.86c	2.28692e-004
26056.86c	3.58998e-003
26057.86c	8.29081e-005
26058.86c	1.10335e-005
27059.86c	1.98465e-004
28058.86c	7.82659e-003
28060.86c	3.01479e-003
28061.86c	1.31051e-004
28062.86c	4.17847e-004
28064.86c	1.06413e-004
29063.86c	3.81828e-005
29065.86c	1.70346e-005
41093.86c	7.09006e-004
42092.86c	6.03522e-005
42094.86c	3.77151e-005
42095.86c	6.49697e-005
42096.86c	6.81567e-005
42097.86c	3.90634e-005
42098.86c	9.88436e-005
42100.86c	3.95129e-005
2003.86c	1.03418e-008
2004.86c	7.71773e-003

mt19 lwtr.25t fe56.24t

c =====

c mass density:4.39361

c volume fraction:99.999990%

c matname: m108 - Node 8

c =====

m26

1001.86c	2.63912e-008
1002.86c	7.98923e-009
1003.86c	8.90651e-008
2003.86c	1.41901e-009
2004.86c	4.10535e-006
3006.86c	1.75004e-008
3007.86c	1.65199e-009
4009.86c	5.34448e-010
5010.86c	1.83744e-009
5011.86c	5.84277e-011
7014.86c	2.24635e-012
7015.86c	1.64363e-009
8016.86c	1.99833e-001
8017.86c	7.61142e-005
8016.86c	4.10661e-004
9019.86c	3.18131e-011
27058.86c	1.30247E-17

34079.86c	3.76943E-07
36085.86c	2.01890E-06
37086.86c	9.50677E-10
38089.86c	6.57939E-06
38090.86c	4.02988E-05
39090.86c	1.02911E-08
39091.86c	9.59574E-06
40091.86c	3.27025e-005
40092.86c	4.42329e-005
40093.86c	4.78593E-05
40094.86c	4.80590e-005
40095.86c	1.23702E-05
40096.86c	4.82143e-005
41095.86c	6.63797E-06
42095.86c	2.99442e-005
42097.86c	4.63208e-005
42098.86c	4.53011e-005
42099.86c	5.35180E-07
42100.86c	4.97315e-005
43099.86c	4.67105e-005
44101.86c	4.17368e-005
44102.86c	3.62836e-005
44103.86c	4.87899E-06
44105.86c	1.19731E-08
44106.86c	5.65772E-06
45103.86c	2.21834e-005
45105.86c	9.26998E-08
46105.86c	1.21988e-005
46108.86c	2.53015e-006
47109.86c	1.67020e-006
47111.86c	2.12930E-08
50125.86c	7.21489E-09
50126.86c	7.46463E-07
51124.86c	1.53677E-09
51125.86c	3.64568E-07
51126.86c	2.57673E-09
52132.86c	4.53362E-07
53131.86c	7.82238E-07
53135.86c	5.52593E-08
54132.86c	3.60623e-005
54133.86c	1.10752E-06
54134.86c	6.02266e-005
54135.86c	3.69314E-08
54136.86c	8.10927e-005
55133.86c	4.93534e-005
55134.86c	1.34428E-06
55135.86c	2.35581E-05
55136.86c	1.97417E-08
55137.86c	4.77488E-05
56138.86c	5.20168e-005
56140.86c	2.47290E-06
57139.86c	4.92673e-005
57140.86c	3.26948E-07
58140.86c	4.59437e-005
58141.86c	5.90862E-06
58142.86c	4.50850e-005

58143.86c	2.43784E-07
58144.86c	2.74963E-05
59141.86c	3.92720e-005
59143.86c	2.40485E-06
60143.86c	3.99672e-005
60144.86c	1.60628e-005
60145.86c	2.95195e-005
60146.86c	2.39940e-005
60147.86c	7.68122E-07
60148.86c	1.35653e-005
60150.86c	5.67707e-006
61147.86c	1.29624e-005
62147.86c	1.65148e-006
62148.86c	1.33109e-006
62149.86c	3.99990e-007
62150.86c	8.66493e-006
62151.86c	1.42240E-06
62152.86c	4.07768e-006
62153.86c	2.81374E-08
62154.86c	8.36238e-007
63151.86c	2.93553e-009
63152.86c	2.07285E-09
63153.86c	2.08811e-006
63154.86c	1.88195E-07
63155.86c	1.50124E-07
63156.86c	5.03266E-08
64154.86c	4.67247e-009
64155.86c	2.56263e-009
64156.86c	4.90619e-007
64157.86c	5.89180e-009
64158.86c	1.96405e-007
64160.86c	1.51268e-008
92234.86c	1.48426e-005
92235.86c	9.53326e-002
92236.86c	1.52403e-004
92238.86c	3.54647e-003
93237.86c	4.99578e-006
93239.86c	3.96131E-06
94238.86c	3.60552e-007
94239.86c	2.72046e-004
94240.86c	3.24435e-005
94241.86c	1.13896e-005
94242.86c	7.33199e-007
95241.86c	1.37484e-007
95243.86c	3.28357e-008
96242.86c	1.39898e-008
96243.86c	6.45430e-011
96244.86c	2.05924e-009
96245.86c	3.26780e-011
96246.86c	4.71271e-013
96247.86c	1.27562e-015
5010.86c	4.49228e-006
5011.86c	1.80820e-005
6000.86c	5.64929e-006
8016.86c	6.16315e-004
8017.86c	2.34771e-007

8016.86c	1.26651e-006
13027.86c	4.11878e-004
1001.86c	3.83267e-001
1002.86c	4.40799e-005
8016.86c	1.91194e-001
8017.86c	7.28309e-005
8016.86c	3.92903e-004
17035.86c	8.11622e-010
17037.86c	2.66886e-010
9019.86c	1.81742e-010
26054.86c	1.80693e-011
26056.86c	2.83649e-010
26057.86c	6.55070e-012
26058.86c	8.71776e-013
8016.86c	1.07642e-009
8017.86c	4.10036e-013
8016.86c	2.21203e-012
1001.86c	8.56324e-006
1002.86c	9.84862e-010
3006.86c	7.55238e-008
3007.86c	9.19516e-007
6000.86c	1.33418e-004
7014.86c	2.70974e-004
7015.86c	9.89950e-007
14028.86c	6.88875e-004
14029.86c	3.49953e-005
14030.86c	2.30962e-005
15031.86c	5.34719e-006
16032.86c	4.90647e-006
16033.86c	3.87393e-008
16034.86c	2.19523e-007
16036.86c	5.16525e-010
24050.86c	8.21641e-004
24052.86c	1.58446e-002
24053.86c	1.79664e-003
24054.86c	4.47221e-004
25055.86c	1.74854e-003
26054.86c	4.01393e-003
26056.86c	6.30102e-002
26057.86c	1.45518e-003
26058.86c	1.93658e-004
27059.86c	1.87356e-005
28058.86c	6.48023e-003
28060.86c	2.49617e-003
28061.86c	1.08507e-004
28062.86c	3.45968e-004
28064.86c	8.81078e-005
41093.86c	1.06961e-004
73181.86c	6.59021e-009
73181.86c	5.49119e-005
5010.86c	7.83827e-007
5011.86c	3.15499e-006
6000.86c	5.18089e-005
13027.86c	1.57822e-004
14028.86c	8.89296e-005
14029.86c	4.51768e-006

14030.86c	2.98157e-006
15031.86c	3.84943e-006
16032.86c	3.53214e-006
16033.86c	2.78884e-008
16034.86c	1.58034e-007
16036.86c	3.71845e-010
22046.86c	1.32107e-005
22047.86c	1.19136e-005
22048.86c	1.18047e-004
22049.86c	8.66299e-006
22050.86c	8.29470e-006
24050.86c	1.35218e-004
24052.86c	2.60755e-003
24053.86c	2.95674e-004
24054.86c	7.35997e-005
25055.86c	4.92966e-005
26054.86c	1.51534e-004
26056.86c	2.37877e-003
26057.86c	5.49360e-005
26058.86c	7.31096e-006
27059.86c	1.31505e-004
28058.86c	5.18601e-003
28060.86c	1.99764e-003
28061.86c	8.68360e-005
28062.86c	2.76871e-004
28064.86c	7.05109e-005
29063.86c	2.53005e-005
29065.86c	1.12873e-005
41093.86c	4.69798e-004
42092.86c	3.99902e-005
42094.86c	2.49905e-005
42095.86c	4.30498e-005
42096.86c	4.51616e-005
42097.86c	2.58840e-005
42098.86c	6.54952e-005
42100.86c	2.61818e-005
2003.86c	1.06265e-008
2004.86c	7.93020e-003

mt26 lwtr.25t fe56.24t u/o2.33t
c =====
c =====
c mass density:0.98328
c volume fraction:100%
c matname: m3 - Water (Shielding - 293 K)
c =====

m31

1001.86c	6.66590E-01
1002.86c	7.66667E-05
8016.86c	3.32523E-01
8017.86c	1.26667E-04
8016.86c	6.83333E-04

mt31 lwtr.20t

c 6000.86c	1.50000e-004
c 7014.86c	7.81576e-001
c 7015.86c	2.85533e-003
c 8016.86c	2.10236e-001

```

c 8017.86c 8.00842e-005
c 8016.86c 4.32033e-004
c 18036.86c 1.55825e-005
c 18038.86c 2.93806e-006
c 18040.86c 4.65248e-003
c =====
c =====
c mass density:1.023343
c volume fraction:100%
c matname: m3 - Sea Water (Sea - 293 K)
c =====

```

```

m32
  1001.86c 0.107979
  5011.86c 0.000005
  8016.86c 0.858803
  9019.86c 0.000001
  11023.86c 0.010784
  12024.86c 0.001284
  16032.86c 0.000905
  17035.86c 0.019352
  19039.86c 0.000399
  20040.86c 0.000412
  35079.86c 0.000067
  38088.86c 0.000008

```

```

mt32 lwtr.20t
c 6000.86c 1.50000e-004
c 7014.86c 7.81576e-001
c 7015.86c 2.85533e-003
c 8016.86c 2.10236e-001
c 8017.86c 8.00842e-005
c 8016.86c 4.32033e-004
c 18036.86c 1.55825e-005
c 18038.86c 2.93806e-006
c 18040.86c 4.65248e-003
c =====

```

```

C -----c
C TALLY SECTION c
C -----c

```

```

c *****
c * Tallies *
c *****

```

```

c Detectores puntuales a varias distancias del centro de la fuente
c *****

```

```

c * Calculo de la dosis por fotones *
c *****
C *****80-|
c *****

```

```

c Los factores (pSv-cm2) de H/FLX se obtuvieron
c del ICRP 74.

```

```

C
FMESH1024:N GEOM=xyz ORIGIN=-560 -775 -50
IMESH=560 IINTS=150
JMESH=665 JINTS=192
KMESH=1050 KINTS=155
# DE1024 DF1024
LOG LOG

```

1.00E-09 5.24E+00
1.00E-08 6.55E+00
2.50E-08 7.60E+00
1.00E-07 9.95E+00
2.00E-07 1.12E+01
5.00E-07 1.28E+01
1.00E-06 1.38E+01
2.00E-06 1.45E+01
5.00E-06 1.50E+01
1.00E-05 1.51E+01
2.00E-05 1.51E+01
5.00E-05 1.48E+01
1.00E-04 1.46E+01
2.00E-04 1.44E+01
5.00E-04 1.42E+01
1.00E-03 1.42E+01
2.00E-03 1.44E+01
5.00E-03 1.57E+01
1.00E-02 1.83E+01
2.00E-02 2.38E+01
3.00E-02 2.90E+01
5.00E-02 3.85E+01
7.00E-02 4.72E+01
1.00E-01 5.98E+01
1.50E-01 8.02E+01
2.00E-01 9.90E+01
3.00E-01 1.33E+02
5.00E-01 1.88E+02
7.00E-01 2.31E+02
9.00E-01 2.67E+02
1.00E+00 2.82E+02
1.20E+00 3.10E+02
2.00E+00 3.83E+02
3.00E+00 4.32E+02
4.00E+00 4.58E+02
5.00E+00 4.74E+02
6.00E+00 4.83E+02
7.00E+00 4.90E+02
8.00E+00 4.94E+02
9.00E+00 4.97E+02
1.00E+01 4.99E+02
1.20E+01 4.99E+02
1.40E+01 4.96E+02
1.50E+01 4.94E+02
1.60E+01 4.91E+02
1.80E+01 4.86E+02
2.00E+01 4.80E+02
3.00E+01 4.58E+02
5.00E+01 4.37E+02
7.50E+01 4.29E+02
1.00E+02 4.29E+02
1.30E+02 4.32E+02
1.50E+02 4.38E+02
1.80E+02 4.45E+02

C
FMESH1034:P GEOM=xyz ORIGIN=-560 -775 -50

```

IMESH=560 IINTS=150
JMESH=665 JINTS=192
KMESH=1050 KINTS=155
# DE1034 DF1034
LOG LOG
1.00E-02 4.96280E-02
1.50E-02 1.29042E-01
2.00E-02 2.11060E-01
3.00E-02 3.07424E-01
4.00E-02 3.45144E-01
5.00E-02 3.64080E-01
6.00E-02 3.82520E-01
7.00E-02 4.18770E-01
8.00E-02 4.40440E-01
1.00E-01 5.17080E-01
1.50E-01 7.56000E-01
2.00E-01 1.00152E+00
3.00E-01 1.50420E+00
4.00E-01 2.00340E+00
5.00E-01 2.47520E+00
6.00E-01 2.89680E+00
8.00E-01 3.72690E+00
1.00E+00 4.47000E+00
2.00E+00 7.44992E+00
4.00E+00 1.19160E+01
6.00E+00 1.56894E+01
8.00E+00 1.93245E+01
1.00E+01 2.29680E+01
C
C -----c
C VARIANCE REDUCTION c
C -----c
C EXT:N 0.7V2 0 14r 0.7V2 0 20r 0
C EXT:P 0.5V2 0 14r 0.5V2 0 20r 0
C VECT V2 0 0 1
C DXT:p 0.0 0.0 2700.0 100 400
c 0.0 0.0 4700.0 10 100
c 0.0 0.0 3700.0 10 100
c 0.0 0.0 2700.0 100 400
c 0.0 0.0 1700.0 10 100
C DD105 0.4 10
C
MODE N P
NPS 1E9
C VOID
PRDMP 1E8 5E8 0 1 5E8
c DBCN 27J 123
PHYS:N 100 1E-11 0
PHYS:P 100 1E-08 0
CUT:N 1E+20 1E-11 -0.5 -0.25 J
CUT:P 1E+20 1E-3 -0.5 -0.25 J
C wwp:n 5.0 j 100 j -1 0 2.214584235e+10
C wwp:p 5.0 j 100 j -1 0 2.214584235e+10
C RAND GEN=2 SEED=12653953025 STRIDE=152917 HIST=1
nonu
lost 1000 0

```

print

c =====

c =====

SDEF PAR=1 POS 0 0 350 CEL 570 RAD=D1 ERG=D41

C SI1 L 564 565 566 567 568 569 570 571 572 574

C SP1 5.80220E-02 8.71877E-02 1.10239E-01 1.22523E-01 1.28990E-01

C 1.28576E-01 1.20902E-01 1.07240E-01 8.33492E-02 5.29710E-02

C

C

SI1 0 10

SP1 -21

C

SP41 -3

C -----

ANEXO VI

**Extracto de la norma ANSI/ANS 18.01
2016**

**Radioactive Source Term for Normal
Operation of Light Water Reactors**

A6 Extracto de la norma ANSI/ANS 18.01 2016 - Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors

American National Standard ANSI/ANS-18.1-2016

Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors

1 Scope, application, and purpose

1.1 Scope

This standard provides a set of typical radionuclide concentrations for estimating the radioactivity in the principal fluid systems of light water reactors and for projecting the expected releases of radioactivity from nuclear plants. It is not intended that the values be used as the sole basis for design but be used in environmental reports and elsewhere where expected operating conditions over the life of the plant would be appropriate.

1.2 Application

The fluid streams addressed are the coolant of a boiling water reactor (BWR), the coolant of a pressurized water reactor (PWR), and PWR steam generator fluids. The concentrations in fluid streams of BWRs and PWRs are treated in a similar manner but have different numerical values because of the differences in design.

The numerical values given in this standard are based on available data from current operating plants that use zirconium-clad uranium dioxide fuel. Current plants operate with fuel up to a rod-average burnup of 62 GWd/MTU with minimal fuel failures. Operation to higher burnup or with a large number of failed fuel rods could result in different radionuclide concentrations. The values are given for a set of reference conditions, and criteria are provided for adjusting to other conditions.

The radionuclides presented may not be a comprehensive list necessary for certain regulatory applications. Examples of regulatory applications that could consider radionuclides not listed in this standard may well include the assessment of the dose impact to a member of the public resulting from routine releases in radiological effluents from long-lived, hard-to-detect radionuclides (e.g., C-14, Tc-99, and I-129) that are highly mobile in the environment; the inclusion of radionuclides that could include a significant contribution from external exposure; or the evaluation of the safety of a nuclear facility requiring the analyses of the facilities' detection of a response to postulated equipment failures or malfunctions.

1.3 Purpose

The purpose of this standard is to provide a uniform approach, applicable to light water-cooled nuclear power plants, for the determination of expected concentrations in fluid streams. Through application of this standard, a common basis for the determination of radioactive source terms for normal operating conditions is established, with the goal of providing a consistent approach for those involved in the design of these facilities. Utilization of this standard is expected to aid the licensing process and the public's understanding of the impact of nuclear power relative to radionuclide concentrations and possible releases to the environment.

2 Definitions

2.1 Shall, should, and may

The word "shall" is used to denote a requirement; the word "should" is used to denote a recommendation; and the word "may" is used to denote permission, neither a requirement nor a recommendation.

1

3 Specifications

Parameters that characterize the three types of nuclear steam supply systems are given in Table 1 (BWR), Table 2 (PWR with U-tube steam generators), and Table 3 (PWR with once-through steam generators). The reference plant values are based on typical systems that are sufficiently general to be applicable to most light water reactors. The choice of these parameters is not meant to imply a recommendation of their use in selecting a plant design. Figures 1, 2, and 3 present block diagrams of the reference reactor systems and provide the bases for the removal rate equations and adjustment factors. The various radioactive elements that might be present in fluid streams have been divided into six classes, as shown in Table 4. This division was made to facilitate the adjustment procedure. Except for Class 6, these classes are based on the grouping of elements with reasonably similar chemical and physical properties or similar behavior during normal operation. Class 6 includes all other elements that could not be classified readily in any of the other classes. The following sections describe how this standard is applied to plants that have the parametric values given in Tables 1, 2, and 3 and how to determine radionuclide concentrations if one or more parameters differ from the reference values.

3.1 Specification of radionuclide concentrations for reference plants

If the parameters of a plant are the same as those given in Tables 1, 2, or 3, the recommended radionuclide concentrations in Tables 5, 6, and 7 shall be applied. Table 5 radionuclide concentrations shall be applied for reactor coolant for the reference BWR. Table 6 radionuclide concentrations shall be applied for reactor coolant and steam generator fluid for the reference PWR with U-tube steam generators. Table 7 radionuclide concentrations shall be applied for reactor coolant and secondary steam for the reference PWR with once-through steam generators. These radionuclide concentrations are based on data obtained from operating nuclear plants.

3.2 Adjustment of the reference plant radionuclide concentrations to a specific plant

If any parameter, such as power level, flow rate, or fluid quantity, differs from the values given in Tables 1, 2, or 3 (as appropriate), the procedures described in the following paragraphs shall be used to determine the adjustment factors needed to modify the radionuclide concentrations in Tables 5, 6, and 7. Recalculated fluid stream concentrations shall be based on the numerical values provided in Tables 5, 6, and 7, which are given to only one or two significant figures. It is inappropriate to assign a greater accuracy to any fluid stream concentration calculated through the use of the adjustment factors described in this standard.

Tables 8 through 12 present the values and equations that shall be used to determine the adjustment factors for each class of elements. To determine radionuclide concentrations in the principal fluid streams of the plant under study, the concentrations in Tables 5, 6, and 7 shall be multiplied by the appropriate adjustment factors in Tables 10, 11, and 12. Values used in the determination of adjustment factors are given in Tables 8 and 9.

The adjustment factors have been established on the assumption that the specific plant has the same transport and removal paths as the applicable reference plant shown in Figs. 1, 2, and 3. The adjustment factors are based upon the following expression:

$$C = \frac{s}{m(\lambda + \beta)}$$

where:

C is the radionuclide concentration;

s is the rate of release to or production of the radionuclide in the system;

m is the fluid mass;

λ is the radionuclide decay constant;

β is the sum of the removal rates of the radionuclide (excluding decay from the system) due to demineralization, leakage, and other similar effects.

Table 1 – Parameters used to describe the reference BWR

Parameter	Symbol	Unit	Nominal value
Thermal power	<i>P</i>	MWt	3.4 E+3 ¹⁾
Weight of water in the reactor vessel	<i>WP</i>	lb	3.8 E+5
		kg	1.7 E+5
Cleanup demineralizer flow rate	<i>FA</i>	lb/h	1.3 E+5
		kg/s	1.6 E+1
Steam flow rate	<i>FS</i>	lb/h	1.5 E+7
		kg/s	1.9 E+3
Ratio of condensate demineralizer flow rate to steam flow rate	<i>NC</i> ²⁾	—	1.0

¹⁾Read as 3.4 E+3 = 3.4×10^3 . This nomenclature is used in subsequent tables in this standard.

²⁾The reference plant is assumed to be a nonpumped forward drained plant. The value of *NC* for a pumped forward drained plant shall be consistent with the plant design values.

Table 2 – Parameters used to describe the reference PWR with U-tube steam generators

Parameter	Symbol	Unit	Nominal value
Thermal power	<i>P</i>	MWt	3.4 E+3
Steam flow rate	<i>FS</i>	lb/h	1.5 E+7
		kg/s	1.9 E+3
Weight of water in reactor coolant system	<i>WP</i>	lb	5.5 E+5
		kg	2.5 E+5
Weight of secondary-side water in all steam generators	<i>WS</i>	lb	4.5 E+5
		kg	2.0 E+5
Reactor coolant letdown flow rate (purification)	<i>FD</i>	lb/h	3.7 E+4
		kg/s	4.7
Reactor coolant letdown flow rate (yearly average for boron control)	<i>FB</i>	lb/h	5.0 E+2
		kg/s	6.3 E-2
Steam generator blowdowns for flow rate (total)	<i>FBD</i>	lb/h	7.5 E+4
		kg/s	9.5
Fraction of radioactivity in blowdown steam that is not returned to the secondary coolant system	<i>NBD</i>	—	1.0
Flow through the purification system cation demineralizer	<i>FA</i>	lb/h	3.7 E+3
		kg/s	4.7 E-1
Ratio of condensate demineralizer flow rate to the total steam flow rate	<i>NC</i>	—	0.0
Fraction of noble gas activity in the letdown steam that is not returned to the reactor coolant system (not including the boron recovery system)	<i>Y</i>	—	0.0

Table 3 – Parameters used to describe the reference PWR with once-through steam generators

Parameter	Symbol	Unit	Nominal value
Thermal power	<i>P</i>	MWt	3.4 E+3
Steam flow rate	<i>FS</i>	lb/h	1.5 E+7
		kg/s	1.9 E+3
Weight of water in reactor coolant system	<i>WP</i>	lb	5.5 E+5
		kg	2.5 E+5
Weight of secondary-side water in all steam generators	<i>WS</i>	lb	1.0 E+5
		kg	4.5 E+4
Reactor coolant letdown flow rate (purification)	<i>FD</i>	lb/h	3.7 E+4
		kg/s	4.7
Reactor coolant letdown flow rate (yearly average for boron control)	<i>FB</i>	lb/h	5.0 E+2
		kg/s	6.3 E-2
Flow through the purification system cation demineralizer	<i>FA</i>	lb/h	3.7 E+3
		kg/s	4.7 E-1
Ratio of condensate demineralizer flow rate to the total steam flow rate	<i>NC</i>	—	6.5 E-1
Fraction of the noble gas activity in the letdown stream that is not returned to the reactor coolant system (not including the boron recovery system)	<i>Y</i>	—	0.0

Table 4 – Description of the element classification used in this standard

Class 1	Noble gas
Class 2	Halogens
Class 3	Cesium, rubidium
Class 4	Water activation products
Class 5	Tritium
Class 6	Other nuclides

Table 6 – Numerical values – concentrations in principal fluid systems of the reference PWR with U-tube steam generators (µCi/g)

Nuclide	Reactor coolant ¹⁾	Secondary coolant ²⁾	
		Water ³⁾	Steam ⁴⁾
Class 1			
Kr-85m	1.7 E-3	Nil	3.6 E-10
Kr-85	5.3 E-2	Nil	1.1 E-8
Kr-87	2.9 E-3	Nil	6.0 E-10
Kr-88	3.4 E-3	Nil	7.0 E-10
Xe-131m	7.3 E-1 ⁵⁾	Nil	1.5 E-7 ⁵⁾
Xe-133m	1.5 E-3	Nil	3.2 E-10
Xe-133	3.7 E-2	Nil	7.7 E-9
Xe-135m	7.3 E-3	Nil	1.5 E-9
Xe-135	1.3 E-2	Nil	2.8 E-9
Xe-137	3.4 E-2 ⁵⁾	Nil	7.1 E-9 ⁵⁾
Xe-138	8.8 E-3	Nil	1.8 E-9
Class 2			
Br-84	1.6 E-2 ⁵⁾	7.5 E-8 ⁵⁾	7.5 E-10 ⁵⁾
I-131	1.2 E-3	4.8 E-8	4.8 E-10
I-132	7.7 E-3	1.1 E-7	1.1 E-9
I-133	4.8 E-3	1.7 E-7	1.7 E-9
I-134	1.2 E-2	9.0 E-8	9.0 E-10
I-135	8.3 E-3	2.1 E-7	2.1 E-9
Class 3			
Rb-88	6.3 E-4	1.8 E-9	8.8 E-12
Cs-134	5.5 E-4	1.2 E-9	6.2 E-12
Cs-136	8.4 E-5	3.3 E-9	1.7 E-11
Cs-137	3.5 E-4	5.6 E-11	2.8 E-13
Ba-137m ⁶⁾			
Class 4			
N-16	4.0 E+1 ⁵⁾	1.0 E-6 ⁵⁾	1.0 E-7 ⁵⁾
Class 5			
H-3	1.2	1.2 E-3	1.2 E-3

Nuclide	Reactor coolant ¹⁾	Secondary coolant ²⁾	
		Water ³⁾	Steam ⁴⁾
Class 6			
Na-24	1.2 E-3	3.9 E-8	2.0 E-10
Cr-51	2.2 E-3	7.1 E-8	3.6 E-10
Mn-54	6.0 E-4	3.2 E-9	1.6 E-11
Fe-55	1.2 E-3 ⁵⁾	4.9 E-8 ⁵⁾	2.5 E-10 ⁵⁾
Fe-59	3.6 E-4	9.2 E-9	4.6 E-11
Co-58	2.1 E-2	3.8 E-7	1.9 E-9
Co-60	4.9 E-4	4.4 E-10	2.2 E-12
Zn-65	1.5 E-4	9.8 E-10	4.9 E-12
Sr-89	1.4 E-4 ⁵⁾	5.7 E-9 ⁵⁾	2.9 E-11 ⁵⁾
Sr-90	1.2 E-5 ⁵⁾	4.9 E-10 ⁵⁾	2.4 E-12 ⁵⁾
Sr-91	9.6 E-4 ⁵⁾	2.8 E-8 ⁵⁾	1.4 E-10 ⁵⁾
Y-91m	4.6 E-4 ⁵⁾	3.2 E-9 ⁵⁾	1.6 E-11 ⁵⁾
Y-91	5.2 E-6 ⁵⁾	2.1 E-10 ⁵⁾	1.1 E-12 ⁵⁾
Y-93	4.2 E-3 ⁵⁾	1.2 E-7 ⁵⁾	6.1 E-10 ⁵⁾
Zr-95	3.4 E-4	6.9 E-9	3.5 E-11
Nb-95	3.0 E-4	8.6 E-9	4.3 E-11
Mo-99	4.5 E-5	1.8 E-9	8.9 E-12
Tc-99m	1.7 E-5	4.1 E-10	2.1 E-12
Ru-103	7.5 E-3 ⁵⁾	3.1 E-7 ⁵⁾	1.6 E-9 ⁵⁾
Ru-106	9.0 E-2 ⁵⁾	3.7 E-6 ⁵⁾	1.8 E-8 ⁵⁾
Ag-110m	1.3 E-3 ⁵⁾	5.3 E-8 ⁵⁾	2.7 E-10 ⁵⁾
Te-129m	1.9 E-4 ⁵⁾	7.8 E-9 ⁵⁾	3.9 E-11 ⁵⁾
Te-129	2.4 E-2 ⁵⁾	2.2 E-7 ⁵⁾	1.1 E-9 ⁵⁾
Te-131m	1.5 E-3 ⁵⁾	5.4 E-8 ⁵⁾	2.7 E-10 ⁵⁾
Te-131	7.7 E-3 ⁵⁾	2.9 E-8 ⁵⁾	1.5 E-10 ⁵⁾
Te-132	1.7 E-3 ⁵⁾	6.6 E-8 ⁵⁾	3.3 E-10 ⁵⁾
Ba-140	1.3 E-2 ⁵⁾	5.2 E-7 ⁵⁾	2.6 E-9 ⁵⁾
La-140	2.5 E-2 ⁵⁾	9.3 E-7 ⁵⁾	4.6 E-9 ⁵⁾
Ce-141	1.5 E-4 ⁵⁾	6.1 E-9 ⁵⁾	3.1 E-11 ⁵⁾
Ce-143	2.8 E-3 ⁵⁾	1.0 E-7 ⁵⁾	5.1 E-10 ⁵⁾
Ce-144	4.0 E-3 ⁵⁾	1.6 E-7 ⁵⁾	8.2 E-10 ⁵⁾
W-187	3.4 E-4	1.2 E-8	6.0 E-11
Np-239	1.2 E-6	4.7 E-11	2.4 E-13

¹⁾The concentrations are for reactor coolant entering the letdown line.

²⁾Based on primary-to-secondary leakage of 75 lb/day (3.9 E-4 kg/s).

³⁾The concentrations are for water in a steam generator.

⁴⁾The concentrations are for steam leaving a steam generator.

⁵⁾There were no data available for these nuclides to justify a change from those values in the previous standard. Because of this, the values from the previous standard were retained for these values.

⁶⁾These nuclides are in secular equilibrium; other radionuclide concentrations are those of the parent.

Table 7 – Numerical values – concentrations in principal fluid streams of the reference PWR with once-through steam generators (μCi)/g

Nuclide	Reactor coolant ¹⁾	Secondary coolant ²⁾
Class 1		
Kr-85m	1.7 E-3	3.6 E-10
Kr-85	5.3 E-2	1.1 E-8
Kr-87	2.9 E-3	6.0 E-10
Kr-88	3.4 E-3	7.0 E-10
Xe-131m	7.3 E-1 ³⁾	1.5 E-7 ³⁾
Xe-133m	1.5 E-3	3.2 E-10
Xe-133	3.7 E-2	7.7 E-9
Xe-135m	7.3 E-3	1.5 E-9
Xe-135	1.3 E-2	2.8 E-9
Xe-137	3.4 E-2 ³⁾	7.1 E-9 ³⁾
Xe-138	8.8 E-3	1.8 E-9
Class 2		
Br-84	1.6 E-2 ³⁾	1.8 E-8 ³⁾
I-131	1.2 E-3	4.2 E-10
I-132	7.7 E-3	2.7 E-9
I-133	4.8 E-3	1.7 E-9
I-134	1.2 E-2	4.4 E-9
I-135	8.3 E-3	3.0 E-9
Class 3		
Rb-88	6.3 E-4	3.9 E-10
Cs-134	5.5 E-4	3.5 E-10
Cs-136	8.4 E-5	5.4 E-11
Cs-137, Ba-137 ⁴⁾	3.5 E-4	1.5 E-10
Class 4		
N-16	4.0 E+1 ³⁾	1.0 E-6 ³⁾
Class 5		
H-3	1.2	1.2 E-3

Nuclide	Reactor coolant ¹⁾	Secondary coolant ²⁾
Class 6		
Na-24	1.2 E-3	4.3 E-10
Cr-51	2.2 E-3	7.9 E-10
Mn-54	6.0 E-4	2.1 E-10
Fe-55	1.2 E-3 ³⁾	2.7 E-9 ³⁾
Fe-59	3.6 E-4	1.3 E-10
Co-58	2.1 E-2	7.3 E-9
Co-60	4.9 E-4	1.7 E-10
Zn-65	1.5 E-4	5.3 E-11
Sr-89	1.4 E-4 ³⁾	3.1 E-10 ³⁾
Sr-90	1.2 E-5 ³⁾	2.7 E-11 ³⁾
Sr-91	9.6 E-4 ³⁾	2.1 E-9 ³⁾
Y-91m	4.6 E-4 ³⁾	9.7 E-10 ³⁾
Y-91	5.2 E-6 ³⁾	1.2 E-11 ³⁾
Y-93	4.2 E-3 ³⁾	9.3 E-9 ³⁾
Zr-95	3.4 E-4	1.2 E-10
Nb-95	3.0 E-4	1.1 E-10
Mo-99	4.5 E-5	1.6 E-11
Tc-99m	1.7 E-5	5.9 E-12
Ru-103	7.5 E-3 ³⁾	1.7 E-8 ³⁾
Ru-106	9.0 E-2 ³⁾	2.0 E-7 ³⁾
Ag-110m	1.3 E-3 ³⁾	2.9 E-9 ³⁾
Te-129m	1.9 E-4 ³⁾	4.2 E-10 ³⁾
Te-129	2.4 E-2 ³⁾	5.1 E-8 ³⁾
Te-131m	1.5 E-3 ³⁾	3.3 E-9 ³⁾
Te-131	7.7 E-3 ³⁾	1.5 E-8 ³⁾
Te-132	1.7 E-3 ³⁾	3.8 E-9 ³⁾
Ba-140	1.3 E-2 ³⁾	2.9 E-8 ³⁾
La-140	2.5 E-2 ³⁾	5.6 E-8 ³⁾
Ce-141	1.5 E-4 ³⁾	3.3 E-10 ³⁾
Ce-143	2.8 E-3 ³⁾	6.2 E-9 ³⁾
Ce-144	3.9 E-3 ³⁾	8.7 E-9 ³⁾
W-187	3.4 E-4	1.2 E-10
Np-239	1.2 E-6	4.4 E-13

¹⁾The concentrations given are for reactor coolant entering the letdown line.

²⁾The concentrations given are for steam leaving a steam generator and are based on a primary-to-secondary leakage of 75 lb/day (3.9 E-4 kg/s).

³⁾There were no data available for these nuclides to justify a change from those values in the previous standard. Because of this, the values from the previous standard were retained for these values.

⁴⁾These nuclides are in secular equilibrium; other radionuclide concentrations are those of the parent.

Table 9 – Values used in determining adjustment factors for PWRs

Description	Symbol	Unit	Element class					
			1	2	3	4	5	6
Fraction of material removed in passing through the cation demineralizer	NA	—	0.0	0.0	9.0 E-1	0.0	0.0	9.0 E-1 ¹⁾
Fraction of material removed in passing through the purification demineralizer	NB	—	0.0	9.9 E-1	5.0 E-1	0.0	0.0	9.8 E-1
Removal rate - reactor coolant ²⁾	R_a	h^{-1}	9.0 E-4	6.7 E-2	3.7 E-2	0.0	³⁾	6.6 E-2
		s^{-1}	2.5 E-7	1.9 E-5	1.0 E-5	0.0	³⁾	1.8 E-5
Ratio of concentration in steam to that in the steam generator	NS							
U-tube steam generator		—	⁴⁾	1.0 E-2	5.0 E-3	⁵⁾	1.0	5.0 E-3
Once-through steam generator		—	⁴⁾	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
Fraction of activity removed in passing through the condensate demineralizers	NY	—	0.0	9.0 E-1	5.0 E-1	0.0	0.0	9.0 E-1
Removal rate – secondary coolant ⁶⁾	r_a							
U-tube steam generator		h^{-1}	⁴⁾	1.7 E-1	1.5 E-1	⁵⁾	³⁾	1.7 E-1
		s^{-1}	⁴⁾	4.7 E-5	4.2 E-5	⁵⁾	³⁾	4.7 E-5
Once-through steam generator		h^{-1}	⁴⁾	2.7 E+1	7.5 E+0	⁵⁾	³⁾	1.4 E+1
	s^{-1}	⁴⁾	7.5 E-3	2.1 E-3	⁵⁾	³⁾	3.9 E-3	

¹⁾These represent effective removal terms and include other mechanisms such as plateout. Plateout would be applicable to nuclides such as Mo and corrosion products.

²⁾These values of R apply to the reference PWRs whose parameters are given in Tables 2 and 3. Those parameters have been used in developing Tables 11 and 12. For PWRs not included in Tables 2 and 3, the appropriate value for R may be determined by the following equations:

$$R_1 = \frac{FB+(FD-FB)Y}{WP} \text{ for element class 1,}$$

$$R_{2,3,6} = \frac{(FD \cdot NB)+(1-NB) \cdot (FB+(FA \cdot NA))}{WP} \text{ for element classes 2, 3, and 6.}$$

³⁾The concentration of tritium is a function of the inventory of tritiated liquids in the plant, the rate of production of tritium due to activation in the reactor coolant, the rate of release from the fuel, and the extent to which tritiated water is recycled or discharged from the plant. The tritium concentration given in Tables 6 and 7 is representative of PWRs with a moderate amount of tritium recycle.

⁴⁾Noble gases are rapidly transported out of the water in the steam generator and swept out of the vessel in the steam. Therefore, the concentration in the water is negligible, and the concentration in the steam is approximately equal to the release rate to the steam generator divided by the steam flow rate. These noble gases are removed from the system at the main condenser.

⁵⁾Activation products in the primary coolant exhibit varying chemical and physical properties in reactor coolants that are not well defined. However, most are not effectively removed by the demineralizers of the systems, but their concentrations are controlled by decay.

⁶⁾These values of r apply to the reference PWRs whose parameters are given in Tables 2 and 3. These parameters have been used in developing Tables 11 and 12. For PWRs not included in Tables 2 and 3, the appropriate value for r may be determined by the following equation:

$$r_{2,3,6} = \frac{(FDB \cdot NBD) + (NS \cdot FS \cdot NC \cdot NX)}{WS} \text{ for element classes 2, 3, and 6.}$$

Table 11 – Adjustment factors for PWRs with U-tube steam generators

Element class	Adjustment factor		
	Reactor water	Secondary coolant	
		Water	Steam
1	$\frac{P \cdot WP_n \cdot (R_{n1} + \lambda)}{WP \cdot P_n \cdot (R_1 + \lambda)}$	¹⁾	$\frac{FS_n}{FS} \cdot f_1$
2	$\frac{P \cdot WP_n \cdot (R_{n2} + \lambda)}{WP \cdot P_n \cdot (R_2 + \lambda)}$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n2} + \lambda)}{WS \cdot (r_2 + \lambda)} \cdot f_2$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n2} + \lambda)}{WS \cdot (r_2 + \lambda)} \cdot f_2$
3	$\frac{P \cdot WP_n \cdot (R_{n3} + \lambda)}{WP \cdot P_n \cdot (R_3 + \lambda)}$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n3} + \lambda)}{WS \cdot (r_3 + \lambda)} \cdot f_3$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n3} + \lambda)}{WS \cdot (r_3 + \lambda)} \cdot f_3$
4	1.0 ²⁾	$\frac{WS_n}{WS}$	$\frac{WS_n}{WS}$
5	²⁾	²⁾	²⁾
6	$\frac{P \cdot WP_n \cdot (R_{n6} + \lambda)}{WP \cdot P_n \cdot (R_6 + \lambda)}$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n6} + \lambda)}{WS \cdot (r_6 + \lambda)} \cdot f_6$	$\frac{WS_n \cdot (r_{n6} + \lambda)}{WS \cdot (r_6 + \lambda)} \cdot f_6$
6 (Zn-65) ³⁾	10	10	
6 (Co-58) ⁴⁾	10	10	10

Where:
n is the nominal value of the variable;
 λ is the radionuclide decay constant;
R_n is the nominal removal rate for element class *i* from Table 9;
R_i is the removal rate for the element class and shall be calculated by the equation in footnote 2 of Table 9;
r_n is the nominal removal rate for element class *i* from Table 9;
r_i is the removal rate for the element class and shall be calculated by the equation in footnote 6 of Table 9;
f_i is the reactor water adjustment factor used in the secondary coolant adjustment factor, i.e., *f_i* = *f₁* for element class 1, *f_i* = *f₂* for element class 2, etc.

¹⁾Noble gases are rapidly transported out of the water in the steam generator and swept out of the vessel in the steam. Therefore, the concentration in the water is negligible and the concentration in the steam is approximately equal to the release rate to the steam generator divided by the steam flow rate. These noble gases are removed from the system at the main condenser.

²⁾The concentration of tritium is a function of the inventory of tritiated liquids in the plant, the rate of production of tritium due to activation in the reactor coolant, the rate of release from the fuel, and the extent to which tritiated water is recycled or discharged from the plant. The tritium concentration given in Tables 6 and 7 is representative of PWRs with a moderate amount of tritium recycle.

³⁾Adjustment factors are for zinc addition plants using natural zinc. Use of depleted zinc would result in a lower adjustment factor and the decrease is a function of the reduction of Zn-64.

⁴⁾Adjustment factors are for zinc addition plants using natural or depleted zinc.