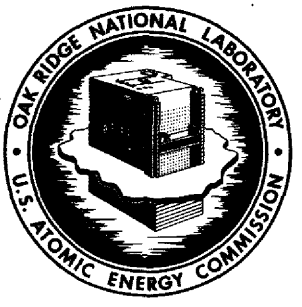
15 pp.

8



OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY
operated by
UNION CARBIDE CORPORATION
for the
U. S. ATOMIC ENERGY COMMISSION

ORNL - TM - 2970

CALCULATED RADIOACTIVITY OF MSRE FUEL SALT

M. J. Bell

ORNL-TM-2970

Contract No. W-7405-eng-26

CHEMICAL TECHNOLOGY DIVISION

LONG RANGE PLANNING GROUP

CALCULATED RADIOACTIVITY OF MSRE FUEL SALT

M. J. Bell

MAY 1970

OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY
Oak Ridge, Tennessee
operated by
UNION CARBIDE CORPORATION
for the
U.S. ATOMIC ENERGY COMMISSION

CONTENTS

CALCULATED RADIOACTIVITY OF MSRE FUEL SALT

M. J. Bell

ABSTRACT

Calculations have been made of the inventory and radioactivity of the fission product and transuranium isotopes present in the MSRE fuel salt. The calculations have included operation with both ^{235}U and ^{233}U fuels, the effect of stripping of noble gases, and fluorination of the fuel salt after the period of ^{235}U operation. Results are presented which give the inventory and radioactivity of individual isotopes in the salt up to January 1, 1975.

INTRODUCTION

The Molten Salt Reactor Experiment at ORNL was first operated at full power in May 1966.[1] Since that time the reactor has been operated for over 100,000 Mwhr with both ^{235}U and ^{233}U fuels.[2] In August 1968 the fuel salt was processed by fluorination to remove the ^{235}U fuel originally charged, and the reactor was then fueled with ^{233}U prepared at the TURF facility at ORNL. In October 1968 the MSRE became the first reactor to operate with ^{233}U fuel. Power operation with ^{233}U fuel began in January 1969, and operation of the reactor was terminated on December 12, 1969. The fuel salt was drained and is being stored prior to permanent disposal. Estimates of the composition and radioactivity of the fission products present in the fuel salt drain tank are required to provide for safe storage and disposal of the salt. Such estimates should take into account, in as much detail as possible, the operating history and chemical processing history of the fuel salt. These estimates were made using a modification of the ORIGEN isotope generation and depletion code which took into account continuous chemical processing. Calculated results are presented which describe the composition and radioactivity of the fuel salt after ^{235}U operation and after operation with ^{233}U.

COMPUTATIONAL PROCEDURE

Estimates of the composition and radioactivity of the MSRE fuel salt were made using a modification of the ORIGEN isotope generation and depletion code which took into account continuous stripping of the noble gases Xe and Kr.[3] During periods of power operation, it was assumed that noble gas stripping took place on a 487-sec cycle with an efficiency of 38%. It was also assumed that tritium was removed at the same rate. In the calculations the power history of the fuel salt was approximated by the series of increments of constant average power shown in Table 1. Between periods of operation the fuel salt was drained on a number of occasions and a "heel" of approximately 10% of the total salt volume remained in the drain tank every time the salt was returned to the reactor. This behavior was taken into account using the same "flux-dilution" technique applied to the circulating fuel salt, i.e., the entire salt inventory was assumed to be exposed to a proportionately lower neutron flux. Nuclear data used for the calculation was that compiled for the MATADOR steady state material balance code.[4] Three group spectral constants were derived from the data of Prince.[5,6]

During the period of operation of the MSRE additions of uranium were made to the fuel salt which amounted to approximately 2% of the uranium inventory. These additions were neglected in the present calculations. This approximation has the effect of raising the neutron flux required to maintain the fission rate at the specified level by less than 2%, and is expected to have a negligible effect on the radioactivity of the fuel salt.

During a six-day period in August 1968 the MSRE fuel salt was fluorinated to remove ^{235}U before beginning operation with ^{233}U. This processing also removed all those fission products having stable volatile fluorides and any Np present in the salt. In addition, the remaining noble gases and the halogens, Br and I, would also be expected to leave the salt. Accordingly, 100% of the elements H, He, Se, Br, Kr, Nb, Mo, Tc, Ru, Te, I, Xe, U and Np were removed from the salt 157 days after the end of power operation with ^{235}U.

Table 1. Approximate Power History of MSRE Fuel Salt

Period Ending	Time Elapsed (days)	Avg. Power This Period (Mw)	Cumulative Burnup (Mwhr)	Comments
4/11/66	0	0	0	First approach to full power
10/13/66	185	1.76	7823	
11/17/66	220	4.51	11611	
12/14/66	247	0	11611	
1/14/67	278	7.81	17420	
1/28/67	292	0	17420	
5/8/67	392	7.49	35385	
6/22/67	437	0	35385	
9/18/67	494	6.56	44362	
10/21/67	528	0	44362	
3/25/68	714	6.10	71580	End of ^{235}U operation
9/29/68	871	0	71580	End of ^{235}U processing
1/14/69	1009	0	71580	Beginning of ^{233}U full power operation
5/31/69	1146	6.19	91944	
9/22/69	1229	0	91944	
10/1/69	1268	4.20	95877	
11/2/69	1301	7.44	101770	
11/25/69	1324	0	101770	
12/12/69	1341	7.61	104816	End of ^{233}U operation

COMPUTATIONAL RESULTS

The calculated inventories of fission products and transuranium elements present in the MSRE fuel salt after the termination of operation with ^{235}U fuel are shown in Tables 2 and 3. The inventories at 157 days after shutdown reflect the removal of noble gases, halogens, and elements with volatile stable fluorides by fluorination in August 1968. It was assumed that 100% of these elements was removed. The remaining times past 157 days cooling correspond to the period before power operation with ^{233}U fuel. The radioactivity of these isotopes for the same period is given in Tables 4 and 5. The computed activity of the fuel salt prior to the start of ^{233}U operation is 0.289×10^{6} curies.

The ^{233}U charged to the MSRE for the second period of power operation had been purified by solvent extraction and ion exchange in 1964 and 1965. The isotopic composition of this material after purification was 84.6% ^{233}U, 6.93% ^{234}U, 2.44% ^{235}U, 0.15% ^{236}U, 5.87% ^{238}U, and the uranium contained approximately 225 parts per million ^{232}U.[7] Table 6 shows the increase in radioactivity of this material during the period that elapsed between purification of the uranium and power operation of the MSRE with ^{233}U fuel. The radioactivity of the uranium reaches a level of 1.53×10^{3} curies as a result of the presence of ^{228}Th and its daughters.

Tables 7 and 8 give the transuranium element and fission product inventories in the fuel salt at the end of ^{233}U power operation and as a function of time after shutdown. The radioactivity corresponding to these isotopes is given in Tables 9 and 10. The results indicate that 5.88×10^{4} curies of radioactivity will remain in the fuel salt after 5 years cooling time. About 4% of the long lived radioactivity will result from transuranium elements, in particular, from ^{232}U and its daughters. Of the fission product activity, greater than 98% is due to isotopes which form very stable fluoride salts. Approximately 1% of the fission product radioactivity is the result of isotopes of noble metals which would not be expected to remain dissolved in the salt.

Table 2. Fission Product Inventory of MSRE Fuel Salt After Period of ^{235}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 235 U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 2983. MWD FLUX= 2.35E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS

	CHARGE	DISCHARGE	3.0 D	30.0 D	90. D	157. D	295. D
SE 80	0.0	1.06E 00	1.06E 00	1.06E 00	1.06E 00	0.0	0.0
BR 81	0.0	1.51E 00	1.51E 00	1.51E 00	1.51E 00	0.0	0.0
SE 82	0.0	3.48E 00	3.48E 00	3.48E 00	3.48E 00	0.0	0.0
RB 87	0.0	4.67E 00	4.67E 00	4.67E 00	4.67E 00	4.67E 00	4.67E 00
SR 88	0.0	3.36E 00	3.37E 00	3.37E 00	3.37E 00	3.37E 00	3.37E 00
SR 89	0.0	6.83E 00	6.56E 00	4.58E 00	2.06E 00	8.43E-01	1.34E-01
Y 89	0.0	3.99E 01	4.02E 01	4.21E 01	4.47E 01	4.59E 01	4.66E 01
SR 90	0.0	6.52E 01	6.52E 01	6.51E 01	6.48E 01	6.45E 01	6.39E 01
ZR 90	0.0	1.30E 00	1.31E 00	1.43E 00	1.69E 00	1.99E 00	2.58E 00
Y 91	0.0	1.14E 01	1.11E 01	8.06E 00	3.97E 00	1.80E 00	3.54E-01
ZR 91	0.0	5.85E 01	5.89E 01	6.19E 01	6.60E 01	6.82E 01	6.96E 01
ZR 92	0.0	7.34E 01	7.35E 01	7.35E 01	7.35E 01	7.35E 01	7.35E 01
ZR 93	0.0	7.95E 01	7.97E 01	7.97E 01	7.97E 01	7.97E 01	7.97E 01
ZR 94	0.0	7.99E 01	7.99E 01	7.99E 01	7.99E 01	7.99E 01	7.99E 01
ZR 95	0.0	1.41E 01	1.36E 01	1.02E 01	5.40E 00	2.64E 00	6.06E-01
NB 95	0.0	7.18E 00	7.20E 00	6.83E 00	4.74E 00	0.0	5.07E-01
MO 95	0.0	5.71E 01	5.76E 01	6.14E 01	6.83E 01	0.0	1.53E 00
ZR 96	0.0	8.08E 01	8.08E 01	8.08E 01	8.08E 01	8.08E 01	8.08E 01
MO 97	0.0	7.87E 01	7.89E 01	7.89E 01	7.89E 01	0.0	0.0
MO 98	0.0	7.56E 01	7.56E 01	7.56E 01	7.56E 01	0.0	0.0
TC 99	0.0	8.13E 01	8.17E 01	8.20E 01	8.20E 01	0.0	0.0
MO100	0.0	8.42E 01	8.42E 01	8.42E 01	8.42E 01	0.0	0.0
RU101	0.0	6.75E 01	6.75E 01	6.75E 01	6.75E 01	0.0	0.0
RU102	0.0	5.62E 01	5.62E 01	5.62E 01	5.62E 01	0.0	0.0
RU103	0.0	4.82E 00	4.57E 00	2.85E 00	9.97E-01	0.0	0.0
RH103	0.0	3.65E 01	3.68E 01	3.85E 01	4.03E 01	4.10E 01	4.10E 01
RU104	0.0	2.58E 01	2.58E 01	2.58E 01	2.58E 01	0.0	0.0
PD105	0.0	1.34E 01	1.34E 01	1.34E 01	1.34E 01	1.34E 01	1.34E 01
RU106	0.0	3.93E 00	3.91E 00	3.72E 00	3.32E 00	0.0	0.0
PD106	0.0	2.57E 00	2.59E 00	2.79E 00	3.19E 00	3.58E 00	3.58E 00
PD107	0.0	3.42E 00	3.42E 00	3.42E 00	3.42E 00	3.42E 00	3.42E 00
PD108	0.0	1.46E 00	1.46E 00	1.46E 00	1.46E 00	1.46E 00	1.46E 00
I127	0.0	2.18E 00	2.20E 00	2.23E 00	2.27E 00	0.0	0.0
TE128	0.0	7.18E 00	7.19E 00	7.19E 00	7.19E 00	0.0	0.0
I129	0.0	1.36E 01	1.36E 01	1.38E 01	1.40E 01	0.0	0.0
TE130	0.0	3.48E 01	3.48E 01	3.48E 01	3.48E 01	0.0	0.0
XE131	0.0	1.55E-03	2.81E-01	1.15E 00	1.25E 00	0.0	0.0
CS135	0.0	2.56E 00	2.66E 00	2.66E 00	2.66E 00	2.66E 00	2.66E 00
CS137	0.0	8.80E 01	8.80E 01	8.78E 01	8.75E 01	8.71E 01	8.64E 01
BA137	0.0	1.63E 00	1.65E 00	1.80E 00	2.13E 00	2.50E 00	3.26E 00
BA138	0.0	4.93E 01	4.93E 01	4.93E 01	4.93E 01	4.93E 01	4.93E 01
LA139	0.0	1.17E 02	1.17E 02	1.17E 02	1.17E 02	1.17E 02	1.17E 02
CE140	0.0	1.31E 02	1.32E 02	1.35E 02	1.36E 02	1.36E 02	1.36E 02
CE141	0.0	1.13E 01	1.07E 01	6.01E 00	1.67E 00	3.97E-01	2.07E-02
PR141	0.0	1.09E 02	1.09E 02	1.14E 02	1.18E 02	1.20E 02	1.20E 02
CE142	0.0	1.14E 02	1.14E 02	1.14E 02	1.14E 02	1.14E 02	1.14E 02
PR143	0.0	4.37E 00	4.08E 00	1.07E 00	5.13E-02	1.73E-03	1.61E-06
ND143	0.0	1.08E 02	1.09E 02	1.12E 02	1.13E 02	1.13E 02	1.13E 02
CE144	0.0	5.82E 01	5.77E 01	5.41E 01	4.67E 01	3.96E 01	2.83E 01

Table 2 (Continued)

MSRE OPERATION WITH 235 U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 2983. MWD FLUX= 2.35E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS

	CHARGE	DISCHARGE	3.0 D	30.0 D	90. D	157. D	295. D
ND144	0.0	5.07E 01	5.11E 01	5.48E 01	6.21E 01	6.92E 01	8.05E 01
ND145	0.0	7.65E 01	7.66E 01	7.66E 01	7.66E 01	7.66E 01	7.66E 01
ND146	0.0	5.99E 01	5.99E 01	5.99E 01	5.99E 01	5.99E 01	5.99E 01
PM147	0.0	3.70E 01	3.71E 01	3.74E 01	3.61E 01	3.43E 01	3.11E 01
SM147	0.0	8.15E 00	8.23E 00	8.97E 00	1.06E 01	1.23E 01	1.55E 01
ND148	0.0	3.38E 01	3.38E 01	3.38E 01	3.38E 01	3.38E 01	3.38E 01
SM148	0.0	1.34E 00	1.35E 00	1.39E 00	1.40E 00	1.40E 00	1.40E 00
SM149	0.0	3.63E 00	3.73E 00	3.79E 00	3.79E 00	3.79E 00	3.79E 00
ND150	0.0	1.35E 01	1.35E 01	1.35E 01	1.35E 01	1.35E 01	1.35E 01
SM150	0.0	1.92E 01	1.92E 01	1.92E 01	1.92E 01	1.92E 01	1.92E 01
SM151	0.0	7.21E 00	7.24E 00	7.24E 00	7.23E 00	7.22E 00	7.20E 00
SM152	0.0	7.41E 00	7.41E 00	7.41E 00	7.41E 00	7.41E 00	7.41E 00
EU153	0.0	3.68E 00	3.69E 00	3.70E 00	3.70E 00	3.70E 00	3.70E 00
SM154	0.0	1.65E 00	1.65E 00	1.65E 00	1.65E 00	1.65E 00	1.65E 00
SUBTOT	0.0	2.30E 03	2.30E 03	2.31E 03	2.31E 03	1.70E 03	1.70E 03
TOTALS	0.0	2.32E 03	2.32E 03	2.32E 03	2.32E 03	1.70E 03	1.70E 03

Table 3. Transuranium Isotope Inventory of MSRE Fuel Salt After Period of ^{235}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 235 U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 2983. MWD FLUX= 2.35E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS

	CHARGE	DISCHARGE	3.0 D	30.0 D	90. D	157. D	295. D
U234	7.87E 02	7.76E 02	7.76E 02	7.76E 02	7.76E 02	0.0	1.54E-04
U235	7.47E 04	7.09E 04	7.09E 04	7.09E 04	7.09E 04	0.0	6.52E-03
U236	3.37E 02	1.03E 03	1.03E 03	1.03E 03	1.03E 03	0.0	1.06E-03
U238	1.49E 05	1.48E 05	1.48E 05	1.48E 05	1.48E 05	0.0	1.24E-08
NP237	0.0	3.51E 00	3.54E 00	3.62E 00	3.63E 00	0.0	4.30E-05
PU239	0.0	6.13E 02	6.16E 02	6.18E 02	6.18E 02	6.18E 02	6.18E 02
PU240	0.0	2.77E 01	2.77E 01	2.77E 01	2.77E 01	2.77E 01	2.77E 01
PU241	0.0	1.47E 00	1.47E 00	1.46E 00	1.45E 00	1.44E 00	1.41E 00
SUBTOT	2.25E 05	2.22E 05	2.22E 05	2.22E 05	2.22E 05	6.47E 02	6.47E 02
TOTALS	2.25E 05	2.22E 05	2.22E 05	2.22E 05	2.22E 05	6.47E 02	6.47E 02

Table 4. Fission Product Radioactivity of MSRE Fuel Salt After Period of ^{235}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 235 U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 2983. MWD FLUX= 2.35E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES

	CHARGE	DISCHARGE	3.0 D	30.0 D	90. D	157. D	295. D
SR 89	0.0	1.93E 05	1.85E 05	1.29E 05	5.81E 04	2.38E 04	3.78E 03
SR 90	0.0	9.22E 03	9.22E 03	9.20E 03	9.16E 03	9.12E 03	9.04E 03
Y 90	0.0	9.24E 03	9.23E 03	9.20E 03	9.17E 03	9.13E 03	9.04E 03
Y 91	0.0	2.77E 05	2.70E 05	1.97E 05	9.70E 04	4.40E 04	8.65E 03
ZR 95	0.0	2.98E 05	2.89E 05	2.16E 05	1.14E 05	5.59E 04	1.28E 04
NB 95M	0.0	5.96E 03	5.92E 03	4.59E 03	2.43E 03	0.0	2.72E 02
NB 95	0.0	2.82E 05	2.63E 05	2.68E 05	1.86E 05	0.0	1.99E 04
MO 99	0.0	3.10E 05	1.47E 05	1.81E 02	6.12E-05	0.0	0.0
TC 99M	0.0	2.70E 05	1.41E 05	1.73E 02	5.85E-05	0.0	0.0
TC 99	0.0	1.39E 00	1.39E 00	1.40E 00	1.40E 00	0.0	0.0
RU103	0.0	1.54E 05	1.46E 05	9.13E 04	3.19E 04	0.0	0.0
RH103M	0.0	1.54E 05	1.47E 05	9.14E 04	3.20E 04	9.89E 03	0.0
RU106	0.0	1.32E 04	1.31E 04	1.25E 04	1.11E 04	0.0	0.0
RH106	0.0	1.40E 04	1.31E 04	1.25E 04	1.11E 04	9.82E 03	0.0
AG111	0.0	1.29E 03	9.82E 02	8.10E 01	3.16E-01	6.47E-04	1.87E-09
CD115M	0.0	3.63E 01	3.46E 01	2.24E 01	8.50E 00	2.89E 00	3.12E-01
SN119M	0.0	1.10E 00	1.10E 00	1.02E 00	8.60E-01	0.0	0.0
SN123M	0.0	6.05E 01	5.95E 01	5.12E 01	3.67E 01	0.0	0.0
SB124	0.0	2.09E 00	2.02E 00	1.48E 00	7.41E-01	0.0	0.0
SN125	0.0	7.51E 02	6.02E 02	8.22E 01	9.85E-01	0.0	0.0
SB125	0.0	3.33E 02	3.34E 02	3.34E 02	3.21E 02	0.0	0.0
TE125M	0.0	1.10E 02	1.11E 02	1.16E 02	1.22E 02	0.0	0.0
SB126	0.0	1.23E 03	1.04E 03	2.33E 02	8.37E 00	0.0	0.0
SB127	0.0	7.03E 03	4.49E 03	3.59E 01	7.88E-04	0.0	0.0
TE127M	0.0	1.36E 03	1.36E 03	1.18E 03	8.04E 02	0.0	0.0
TE127	0.0	6.82E 03	5.23E 03	1.20E 03	7.95E 02	0.0	0.0
TE129M	0.0	1.52E 04	1.43E 04	8.27E 03	2.44E 03	0.0	0.0
TE129	0.0	3.70E 04	9.20E 03	5.30E 03	1.56E 03	0.0	0.0
I131	0.0	1.51E 05	1.19E 05	1.17E 04	6.69E 01	0.0	0.0
XE131M	0.0	1.05E 00	1.75E 02	2.56E 02	1.23E 01	0.0	0.0
TE132	0.0	2.18E 05	1.15E 05	3.63E 02	1.03E-03	0.0	0.0
I132	0.0	2.25E 05	1.19E 05	3.74E 02	1.07E-03	0.0	0.0
XE133	0.0	6.43E 02	4.02E 04	1.38E 03	5.14E-01	0.0	0.0
CS134	0.0	1.27E 00	1.26E 00	1.23E 00	1.16E 00	1.09E 00	9.64E-01
CS136	0.0	5.15E 02	4.39E 02	1.04E 02	4.25E 00	1.19E-01	7.64E-05
CS137	0.0	7.66E 03	7.66E 03	7.64E 03	7.61E 03	7.58E 03	7.52E 03
BA137M	0.0	7.16E 03	7.16E 03	7.15E 03	7.12E 03	7.09E 03	7.03E 03
BA140	0.0	3.20E 05	2.72E 05	6.31E 04	2.45E 03	6.50E 01	3.72E-02
LA140	0.0	3.20E 05	3.00E 05	7.26E 04	2.82E 03	7.48E 01	4.28E-02
CE141	0.0	3.23E 05	3.06E 05	1.72E 05	4.76E 04	1.14E 04	5.93E 02
PR143	0.0	2.91E 05	2.72E 05	7.12E 04	3.42E 03	1.15E 02	1.07E-01
CE144	0.0	1.86E 05	1.84E 05	1.73E 05	1.49E 05	1.27E 05	9.04E 04
PR144	0.0	1.86E 05	1.84E 05	1.73E 05	1.49E 05	1.27E 05	9.04E 04
ND147	0.0	1.20E 05	1.00E 05	1.85E 04	4.37E 02	6.66E 00	1.21E-03
PM147	0.0	3.43E 04	3.45E 04	3.48E 04	3.35E 04	3.19E 04	2.89E 04
PM148M	0.0	5.39E 02	5.13E 02	3.29E 02	1.22E 02	4.04E 01	4.14E 00
PM148	0.0	5.75E 03	3.92E 03	1.48E 02	9.87E 00	3.25E 00	3.33E-01
PM149	0.0	5.93E 04	2.36E 04	5.01E 00	3.44E-08	2.63E-17	0.0
SM151	0.0	1.96E 02	1.97E 02	1.97E 02	1.97E 02	1.97E 02	1.96E 02

Table 4 (Continued)

MSRE OPERATION WITH 235 U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 2983. MWD FLUX= 2.35E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES

	CHARGE	DISCHARGE	3.0 D	30.0 D	90. D	157. D	295. D
EU152	0.0	1.15E 00	1.15E 00	1.15E 00	1.14E 00	1.13E 00	1.10E 00
EU154	0.0	1.27E 01	1.26E 01	1.26E 01	1.25E 01	1.24E 01	1.22E 01
EU155	0.0	4.69E 02	4.68E 02	4.55E 02	4.27E 02	3.98E 02	3.45E 02
EU156	0.0	1.87E 03	1.65E 03	4.74E 02	2.96E 01	1.34E 00	2.28E-03
GD162	0.0	2.15E 00	2.14E 00	2.03E 00	1.81E 00	1.59E 00	1.23E 00
TB162M	0.0	2.15E 00	2.14E 00	2.03E 00	1.81E 00	1.59E 00	1.23E 00
SUBTOT	0.0	4.52E 06	3.79E 06	1.87E 06	9.73E 05	4.74E 05	2.89E 05
TOTALS	0.0	2.64E 07	3.97E 06	1.87E 06	9.73E 05	4.74E 05	2.89E 05

Table 5. Transuranium Isotope Radioactivity of MSRE Fuel Salt After Period of ^{235}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 235 U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 2983. MWD FLUX= 2.35E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES

	CHARGE	DISCHARGE	3.0 D	30.0 D	90. D	157. D	295. D
U234	4.87E 00	4.80E 00	4.80E 00	4.80E 00	4.80E 00	0.0	9.55E-07
U237	0.0	9.55E 03	7.02E 03	4.39E 02	9.25E-01	0.0	0.0
NP239	0.0	1.11E 06	4.60E 05	1.60E 02	3.30E-06	0.0	1.59E-05
PU239	0.0	3.76E 01	3.78E 01	3.79E 01	3.79E 01	3.79E 01	3.79E 01
PU240	0.0	6.12E 00	6.12E 00	6.12E 00	6.12E 00	6.12E 00	6.12E 00
PU241	0.0	1.68E 02	1.68E 02	1.67E 02	1.66E 02	1.64E 02	1.61E 02
CM242	0.0	1.45E 00	1.46E 00	1.30E 00	1.01E 00	7.57E-01	4.22E-01
SUBTOT	4.87E 00	1.12E 06	4.67E 05	8.16E 02	2.16E 02	2.09E 02	2.05E 02
TOTALS	4.94E 00	2.22E 06	4.68E 05	8.17E 02	2.18E 02	2.10E 02	2.06E 02

Table 6. Radioactivity of Enriching ^{233}U Used to Fuel MSRE as a Function of Postpurification Time

MSRE 233-U FUEL COMPOSITION AFTER PURIFICATION

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES

	INITIAL	366.0 D	732.0 D	1098. D	1464. D	1830. D
TL208	0.0	1.97E 01	3.33E 01	4.25E 01	4.87E 01	5.29E 01
PB212	0.0	5.48E 01	9.24E 01	1.19E 02	1.35E 02	1.47E 02
BI212	0.0	5.48E 01	9.24E 01	1.18E 02	1.35E 02	1.47E 02
PO212	0.0	3.51E 01	5.92E 01	7.56E 01	8.66E 01	9.40E 01
PO216	0.0	5.48E 01	9.24E 01	1.18E 02	1.35E 02	1.47E 02
RN220	0.0	5.48E 01	9.24E 01	1.18E 02	1.35E 02	1.47E 02
RA224	0.0	5.48E 01	9.24E 01	1.18E 02	1.35E 02	1.47E 02
TH228	0.0	5.48E 01	9.24E 01	1.18E 02	1.35E 02	1.47E 02
TH229	0.0	3.10E-02	6.20E-02	9.31E-02	1.24E-01	1.55E-01
U232	1.81E 02	1.79E 02	1.77E 02	1.76E 02	1.74E 02	1.72E 02
U233	3.26E 02	3.26E 02	3.26E 02	3.26E 02	3.26E 02	3.26E 02
U234	1.74E 01	1.74E 01	1.74E 01	1.74E 01	1.74E 01	1.74E 01
U236	3.87E-03	3.87E-03	3.87E-03	3.87E-03	3.87E-03	3.87E-03
SUBTOT	5.24E 02	9.07E 02	1.17E 03	1.35E 03	1.47E 03	1.54E 03
TOTALS	5.24E 02	9.07E 02	1.17E 03	1.35E 03	1.47E 03	1.54E 03

Table 7. Fission Product Inventory of MSRE Fuel Salt After Period of ^{233}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 233-U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 1387. MWD FLUX= 3.89E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS

	CHARGE	DISCHARGE	384.0 D	749.0 D	1115. D	1480. D	1845. D
RB 87	4.67E 00	8.48E 00	8.48E 00	8.48E 00	8.48E 00	8.48E 00	8.48E 00
SR 88	3.37E 00	5.64E 00	5.64E 00	5.64E 00	5.64E 00	5.64E 00	5.64E 00
Y 89	4.66E 01	6.66E 01	7.23E 01	7.24E 01	7.24E 01	7.24E 01	7.24E 01
SR 90	6.39E 01	9.55E 01	9.31E 01	9.08E 01	8.86E 01	8.65E 01	8.44E 01
ZR 90	2.58E 00	4.44E 00	6.91E 00	9.18E 00	1.14E 01	1.36E 01	1.57E 01
ZR 91	6.96E 01	9.73E 01	1.05E 02	1.05E 02	1.05E 02	1.05E 02	1.05E 02
ZR 92	7.35E 01	1.10E 02	1.10E 02	1.10E 02	1.10E 02	1.10E 02	1.10E 02
ZR 93	7.97E 01	1.19E 02	1.19E 02	1.19E 02	1.19E 02	1.19E 02	1.19E 02
ZR 94	7.99E 01	1.18E 02	1.18E 02	1.18E 02	1.18E 02	1.18E 02	1.18E 02
MO 95	1.53E 00	2.44E 01	3.92E 01	3.97E 01	3.97E 01	3.97E 01	3.97E 01
ZR 96	8.08E 01	1.14E 02	1.14E 02	1.14E 02	1.14E 02	1.14E 02	1.14E 02
MO 97	0.0	3.25E 01	3.25E 01	3.25E 01	3.25E 01	3.25E 01	3.25E 01
MO 98	0.0	3.16E 01	3.16E 01	3.16E 01	3.16E 01	3.16E 01	3.16E 01
TC 99	0.0	2.98E 01	2.99E 01	2.99E 01	2.99E 01	2.99E 01	2.99E 01
MO100	0.0	2.85E 01	2.85E 01	2.85E 01	2.85E 01	2.85E 01	2.85E 01
RU101	0.0	1.95E 01	1.95E 01	1.95E 01	1.95E 01	1.95E 01	1.95E 01
RU102	0.0	1.56E 01	1.56E 01	1.56E 01	1.56E 01	1.56E 01	1.56E 01
RH103	4.10E 01	5.07E 01	5.30E 01	5.30E 01	5.30E 01	5.30E 01	5.30E 01
RU104	0.0	7.88E 00	7.88E 00	7.88E 00	7.88E 00	7.88E 00	7.88E 00
PD105	1.34E 01	1.82E 01	1.82E 01	1.82E 01	1.82E 01	1.82E 01	1.82E 01
PD106	3.58E 00	4.61E 00	5.76E 00	6.30E 00	6.57E 00	6.71E 00	6.77E 00
PD107	3.41E 00	5.64E 00	5.64E 00	5.64E 00	5.64E 00	5.64E 00	5.64E 00
TE128	0.0	9.46E 00	9.47E 00	9.47E 00	9.47E 00	9.47E 00	9.47E 00
I129	0.0	1.49E 01	1.58E 01	1.58E 01	1.58E 01	1.58E 01	1.58E 01
TE130	0.0	2.09E 01	2.09E 01	2.09E 01	2.09E 01	2.09E 01	2.09E 01
CS137	8.63E 01	1.28E 02	1.25E 02	1.23E 02	1.20E 02	1.17E 02	1.14E 02
BA137	3.26E 00	5.56E 00	8.65E 00	1.15E 01	1.43E 01	1.70E 01	1.97E 01
BA138	4.93E 01	7.44E 01	7.44E 01	7.44E 01	7.44E 01	7.44E 01	7.44E 01
LA139	1.17E 02	1.70E 02	1.70E 02	1.70E 02	1.70E 02	1.70E 02	1.70E 02
CE140	1.36E 02	1.89E 02	1.90E 02	1.90E 02	1.90E 02	1.90E 02	1.90E 02
PR141	1.20E 02	1.70E 02	1.84E 02	1.84E 02	1.84E 02	1.84E 02	1.84E 02
CE142	1.14E 02	1.73E 02	1.73E 02	1.73E 02	1.73E 02	1.73E 02	1.73E 02
ND143	1.13E 02	1.67E 02	1.73E 02	1.73E 02	1.73E 02	1.73E 02	1.73E 02
CE144	2.84E 01	3.98E 01	1.56E 01	6.40E 00	2.62E 00	1.07E 00	4.41E-01
ND144	8.05E 01	1.13E 02	1.37E 02	1.46E 02	1.50E 02	1.52E 02	1.52E 02
ND145	7.66E 01	1.07E 02	1.07E 02	1.07E 02	1.07E 02	1.07E 02	1.07E 02
ND146	5.99E 01	8.41E 01	8.41E 01	8.41E 01	8.41E 01	8.41E 01	8.41E 01
PM147	3.10E 01	4.01E 01	3.16E 01	2.42E 01	1.86E 01	1.43E 01	1.10E 01
SM147	1.56E 01	2.39E 01	3.40E 01	4.14E 01	4.70E 01	5.13E 01	5.46E 01
ND148	3.37E 01	4.63E 01	4.63E 01	4.63E 01	4.63E 01	4.63E 01	4.63E 01
ND150	1.35E 01	1.90E 01	1.90E 01	1.90E 01	1.90E 01	1.90E 01	1.90E 01
SM150	1.92E 01	2.71E 01	2.71E 01	2.71E 01	2.71E 01	2.71E 01	2.71E 01
SM151	7.20E 00	5.39E 00	5.38E 00	5.33E 00	5.29E 00	5.25E 00	5.21E 00
SM152	7.42E 00	1.46E 01	1.46E 01	1.46E 01	1.46E 01	1.46E 01	1.46E 01
EU153	3.70E 00	5.45E 00	5.49E 00	5.49E 00	5.49E 00	5.49E 00	5.49E 00
SUBTOT	1.68E 03	2.66E 03	2.71E 03	2.71E 03	2.71E 03	2.71E 03	2.71E 03
TOTALS	1.70E 03	2.76E 03	2.76E 03	2.76E 03	2.76E 03	2.76E 03	2.76E 03

Table 8. Transuranium Isotope Inventory of MSRE Fuel Salt After Period of ^{233}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 233-U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 1387. MWD FLUX= 3.89E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE CONCENTRATIONS, GRAMS

	CHARGE	DISCHARGE	384.0 D	749.0 D	1115. D	1480. D	1845. D
U232	8.05E 00	7.86E 00	7.78E 00	7.71E 00	7.64E 00	7.56E 00	7.49E 00
U233	3.45E 04	3.30E 04	3.30E 04	3.30E 04	3.30E 04	3.30E 04	3.30E 04
U234	2.81E 03	2.94E 03	2.94E 03	2.94E 03	2.94E 03	2.94E 03	2.94E 03
U235	9.94E 02	9.86E 02	9.86E 02	9.86E 02	9.86E 02	9.86E 02	9.86E 02
U236	6.09E 01	6.80E 01	6.80E 01	6.80E 01	6.80E 01	6.80E 01	6.80E 01
U238	2.38E 03	2.37E 03	2.37E 03	2.37E 03	2.37E 03	2.37E 03	2.37E 03
PU239	7.48E 02	6.31E 02	6.31E 02	6.31E 02	6.31E 02	6.31E 02	6.31E 02
PU240	3.62E 01	7.74E 01	7.74E 01	7.74E 01	7.74E 01	7.74E 01	7.74E 01
PU241	1.41E 00	7.89E 00	7.46E 00	7.08E 00	6.71E 00	6.36E 00	6.03E 00
SUBTOT	4.15E 04	4.01E 04	4.01E 04	4.01E 04	4.01E 04	4.01E 04	4.01E 04
TOTALS	4.15E 04	4.01E 04	4.01E 04	4.01E 04	4.01E 04	4.01E 04	4.01E 04

Table 9. Fission Product Radioactivity of MSRE Fuel Salt After Period of ^{233}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 233-U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 1387. MWD FLUX= 3.89E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES

	CHARGE	DISCHARGE	384.0 D	749.0 D	1115. D	1480. D	1845. D
SR 89	3.77E 03	1.62E 05	9.72E 02	3.00E 01	9.12E-01	2.81E-02	8.67E-04
SR 90	9.04E 03	1.35E 04	1.32E 04	1.28E 04	1.25E 04	1.22E 04	1.19E 04
Y 90	9.06E 03	1.36E 04	1.32E 04	1.28E 04	1.25E 04	1.22E 04	1.19E 04
Y 91	8.64E 03	1.83E 05	1.99E 03	5.38E 01	2.88E 00	1.56E-01	8.43E-03
ZR 95	1.28E 04	2.00E 05	3.33E 03	1.36E 02	1.10E 01	8.96E-01	7.31E-02
NB 95M	2.72E 02	4.15E 03	7.08E 01	1.44E 00	1.17E-01	9.51E-03	7.76E-04
NB 95	1.99E 04	1.72E 05	8.30E 03	1.78E 02	1.29E 01	1.05E 00	8.56E-02
RU103	0.0	7.40E 04	9.92E 01	5.99E-01	3.96E-03	2.66E-05	1.79E-07
RH103M	0.0	7.40E 04	8.92E 01	3.00E-01	1.98E-03	1.33E-05	8.94E-08
RU106	0.0	7.49E 03	3.63E 03	1.82E 03	9.12E 02	4.58E 02	2.30E 02
RH106	0.0	8.95E 03	3.63E 03	1.82E 03	9.12E 02	4.58E 02	2.30E 02
SN123M	0.0	1.39E 02	1.65E 01	2.18E 00	2.86E-01	1.51E-01	7.99E-02
SB125	0.0	6.38E 02	5.12E 02	3.96E 02	3.06E 02	2.37E 02	1.83E 02
TE125M	0.0	1.87E 02	2.11E 02	1.85E 02	1.45E 02	1.12E 02	8.70E 01
TE127M	0.0	3.94E 03	3.70E 02	3.63E 01	7.08E 00	2.78E 00	1.09E 00
TE127	0.0	3.28E 04	3.65E 02	3.59E 01	3.50E 00	1.37E 00	5.39E-01
TE129M	0.0	2.67E 04	2.15E 01	5.06E-02	1.16E-04	2.73E-07	6.40E-10
TE129	0.0	9.79E 04	6.91E 00	1.62E-02	3.73E-05	8.74E-08	2.05E-10
CS134	9.63E-01	5.52E 00	3.87E 00	2.76E 00	1.97E 00	1.40E 00	1.00E 00
CS137	7.51E 03	1.12E 04	1.09E 04	1.07E 04	1.04E 04	1.02E 04	9.95E 03
BA137M	7.03E 03	1.05E 04	1.02E 04	9.97E 03	9.74E 03	9.52E 03	9.30E 03
CE141	5.93E 02	4.10E 05	2.23E 02	3.63E-01	5.77E-04	9.37E-07	1.52E-09
CE144	9.06E 04	1.27E 05	4.98E 04	2.04E 04	8.37E 03	3.43E 03	1.41E 03
PR144	9.05E 04	1.28E 05	4.98E 04	2.04E 04	8.37E 03	3.43E 03	1.41E 03
PM147	2.88E 04	3.72E 04	2.93E 04	2.25E 04	1.73E 04	1.33E 04	1.02E 04
PM148M	4.14E 00	1.05E 03	1.86E 00	1.80E-02	1.72E-04	1.66E-06	1.61E-08
SM151	1.96E 02	1.47E 02	1.46E 02	1.45E 02	1.44E 02	1.43E 02	1.42E 02
EU152	1.10E 00	5.38E 00	5.06E 00	4.78E 00	4.51E 00	4.26E 00	4.02E 00
EU154	1.22E 01	3.52E 01	3.36E 01	3.22E 01	3.08E 01	2.95E 01	2.83E 01
EU155	3.44E 02	3.55E 02	2.38E 02	1.62E 02	1.10E 02	7.53E 01	5.14E 01
GD162	1.23E 00	2.74E 00	1.32E 00	6.61E-01	3.30E-01	1.65E-01	8.27E-02
TB162M	1.23E 00	2.74E 00	1.32E 00	6.61E-01	3.30E-01	1.65E-01	8.27E-02
SUBTOT	2.89E 05	1.80E 06	2.01E 05	1.15E 05	8.18E 04	6.58E 04	5.71E 04
TOTALS	2.89E 05	3.10E 07	2.01E 05	1.15E 05	8.18E 04	6.58E 04	5.71E 04

Table 10. Transuranium Isotope Radioactivity of MSRE Fuel Salt After Period of ^{233}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 233-U FUEL

POWER= 4.18 MW BURNUP= 1387. MWD FLUX= 3.89E 12 N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES

	CHARGE	DISCHARGE	384.0 D	749.0 D	1115. D	1480. D	1845. D
TL208	5.29E 01	5.49E 01	5.66E 01	5.76E 01	5.80E 01	5.81E 01	5.82E 01
PB212	1.47E 02	1.53E 02	1.57E 02	1.60E 02	1.61E 02	1.62E 02	1.62E 02
BI212	1.47E 02	1.53E 02	1.57E 02	1.60E 02	1.61E 02	1.62E 02	1.62E 02
PO212	9.40E 01	9.76E 01	1.01E 02	1.02E 02	1.03E 02	1.03E 02	1.03E 02
PO216	1.47E 02	1.53E 02	1.57E 02	1.60E 02	1.61E 02	1.62E 02	1.62E 02
RN220	1.47E 02	1.53E 02	1.57E 02	1.60E 02	1.61E 02	1.62E 02	1.62E 02
RA224	1.47E 02	1.53E 02	1.57E 02	1.60E 02	1.61E 02	1.62E 02	1.62E 02
TH228	1.47E 02	1.53E 02	1.57E 02	1.60E 02	1.61E 02	1.62E 02	1.62E 02
U232	1.72E 02	1.68E 02	1.67E 02	1.65E 02	1.64E 02	1.62E 02	1.60E 02
U233	3.27E 02	3.13E 02	3.13E 02	3.13E 02	3.13E 02	3.13E 02	3.13E 02
U234	1.74E 01	1.82E 01	1.82E 01	1.82E 01	1.82E 01	1.82E 01	1.82E 01
PU238	9.00E-01	1.00E 00	1.10E 00	1.11E 00	1.10E 00	1.10E 00	1.09E 00
PU239	4.59E 01	3.87E 01	3.87E 01	3.87E 01	3.87E 01	3.87E 01	3.87E 01
PU240	7.99E 00	1.71E 01	1.71E 01	1.71E 01	1.71E 01	1.71E 01	1.71E 01
PU241	1.61E 02	9.01E 02	8.52E 02	8.08E 02	7.66E 02	7.26E 02	6.88E 02
AM241	2.94E-01	9.59E-01	2.35E 00	3.60E 00	4.79E 00	5.91E 00	6.97E 00
CM242	4.22E-01	2.45E 01	4.88E 00	1.05E 00	2.34E-01	6.30E-02	3.81E-02
SUBTOT	1.76E 03	2.55E 03	2.51E 03	2.48E 03	2.45E 03	2.41E 03	2.37E 03
TOTALS	1.76E 03	7.84E 04	2.51E 03	2.48E 03	2.45E 03	2.41E 03	2.38E 03

Table 11 presents the photon spectrum produced by radioactive decay of the fission products in the fuel salt. The photon energy group structure for the calculation is the same as that used in the PHŒBE code. The most important fission product gamma ray sources in each of these groups are summarized in Table 12.

The photon spectrum produced by radioactive decay of the trans-uranium isotopes is shown in Table 13. In this table the 0.3 Mev mean energy group has been subdivided into seven low energy groups to include the x-radiation accompanying α-decay of the actinides. The greatest shielding problem presented by these isotopes is the 2×10^{12} photons/sec of 2.62 Mev energy generated by radioactive decay of ^{208}Tl, a daughter of ^{232}U. At the end of five years storage the radioactivity of ^{208}Tl will determine the γ-ray shielding required to ship the fuel salt. At this time the entire decay chain of ^{232}U and its daughters will be in secular equilibrium and will be disappearing with the 72 year half-life of the former.

An estimate has also been made of the neutron production rate in the fuel salt by α-n reactions with ^{9}Be and ^{19}F. Using values given by Arnold[8] for neutron production rates in thick absorbers and for dependence of neutron yield on energy, a neutron source strength of 4.5×10^{9} neutrons/sec was obtained. This neutron production rate is sufficiently high that the neutron dose rate will be the controlling radiation through a lead shield.

Table 11. Photon Spectrum of Fission Products in MSRE Fuel Salt After Period of ^{233}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 233-U FUEL
POWER= 4.18 MW BURNUP= 1387. MWD FLUX= 3.89E 12 N/CM**2-SEC

TWELVE GROUP PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/ SEC

EMEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE: DISCHARGE	200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
3.00E-01	2.11E 17	4.14E 14	2.01E 14	1.26E 14	8.21E 13	5.40E 13	3.56E 13	2.39E 13	1.62E 13	1.12E 13	7.91E 12
6.30E-01	3.41E 17	3.66E 15	9.60E 14	4.90E 14	4.06E 14	3.81E 14	3.66E 14	3.55E 14	3.47E 14	3.41E 14	3.35E 14
1.10E 00	1.59E 17	2.52E 13	1.64E 13	1.18E 13	8.58E 12	6.35E 12	4.74E 12	3.62E 12	2.81E 12	2.24E 12	1.82E 12
1.55E 00	1.09E 17	1.19E 13	7.34E 12	4.95E 12	3.36E 12	2.32E 12	1.61E 12	1.14E 12	8.22E 11	6.10E 11	4.66E 11
1.99E 00	1.62E 16	3.31E 13	2.12E 13	1.37E 13	8.80E 12	5.69E 12	3.64E 12	2.35E 12	1.52E 12	9.81E 11	6.34E 11
2.38E 00	1.99E 16	1.32E 12	9.12E 11	6.47E 11	4.58E 11	3.25E 11	2.29E 11	1.63E 11	1.15E 11	8.16E 10	5.78E 10
2.75E 00	8.24E 15	3.80E 10	2.68E 10	1.90E 10	1.35E 10	9.57E 09	6.75E 09	4.78E 09	3.39E 09	2.40E 09	1.70E 09
3.25E 00	4.25E 15	6.37E 08	5.99E 04	6.29E 00	6.25E-04	6.92E-08	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3.70E 00	5.22E 15	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4.22E 00	1.97E 15	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4.70E 00	6.89E 15	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5.25E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	8.82E 17	4.15E 15	1.21E 15	6.47E 14	5.09E 14	4.49E 14	4.12E 14	3.87E 14	3.69E 14	3.56E 14	3.45E 14
MEV/ SEC	7.97E 17	2.55E 15	7.39E 14	3.96E 14	3.14E 14	2.79E 14	2.57E 14	2.42E 14	2.31E 14	2.23E 14	2.17E 14

TWELVE GROUP ENERGY RELEASE RATES, MEV/WATT-SEC

EMEAN (MEV)	TIME AFTER DISCHARGE: DISCHARGE	200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
3.00E-01	1.52E 10	2.97E 07	1.45E 07	9.08E 06	5.89E 06	3.88E 06	2.56E 06	1.72E 06	1.17E 06	8.07E 05	5.68E 05
6.30E-01	5.14E 10	5.52E 08	1.45E 08	7.39E 07	6.13E 07	5.74E 07	5.52E 07	5.36E 07	5.24E 07	5.14E 07	5.05E 07
1.10E 00	4.17E 10	6.64E 06	4.32E 06	3.10E 06	2.26E 06	1.67E 06	1.25E 06	9.53E 05	7.40E 05	5.89E 05	4.80E 05
1.55E 00	4.04E 10	4.40E 06	2.72E 06	1.84E 06	1.25E 06	8.60E 05	5.96E 05	4.22E 05	3.05E 05	2.26E 05	1.73E 05
1.99E 00	7.71E 09	1.58E 07	1.01E 07	6.52E 06	4.19E 06	2.71E 06	1.74E 06	1.12E 06	7.23E 05	4.67E 05	3.02E 05
2.38E 00	1.13E 10	7.50E 05	5.20E 05	3.69E 05	2.61E 05	1.85E 05	1.31E 05	9.27E 04	6.56E 04	4.65E 04	3.29E 04
2.75E 00	5.43E 09	2.50E 04	1.77E 04	1.25E 04	8.87E 03	6.30E 03	4.44E 03	3.15E 03	2.23E 03	1.58E 03	1.12E 03
3.25E 00	3.31E 09	4.96E 02	4.66E-02	4.89E-06	4.86E-10	5.38E-14	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3.70E 00	4.62E 09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4.22E 00	1.99E 09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4.70E 00	7.75E 09	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5.25E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	1.91E 11	6.10E 08	1.77E 08	9.48E 07	7.51E 07	6.67E 07	6.14E 07	5.79E 07	5.54E 07	5.35E 07	5.20E 07
WATTS	1.28E 05	4.08E 02	1.18E 02	6.34E 01	5.03E 01	4.47E 01	4.11E 01	3.88E 01	3.71E 01	3.58E 01	3.48E 01

Table 12. Summary of Important Fission Product Gamma Ray Sources in MSRE Fuel Salt

PRINCIPAL PHOTON SOURCES IN GROUP 1, MEV/WATT-SEC
MEAN ENERGY = 0.300MEV

NUCLIDE		TIME AFTER DISCHARGE								
	DISCHARGE	200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
CE144	3.38E 07	2.07E 07	1.32E 07	8.49E 06	5.43E 06	3.49E 06	2.22E 06	1.43E 06	9.12E 05	5.85E 05	3.74E 05

PRINCIPAL PHOTON SOURCES IN GROUP 2, MEV/WATT-SEC
MEAN ENERGY = 0.630MEV

NUCLIDE		TIME AFTER DISCHARGE								
	DISCHARGE	200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
ZR 95	1.29E 09	1.52E 08	2.14E 07	3.07E 06	8.73E 05	2.54E 05	7.05E 04	2.02E 04	5.75E 03	1.65E 03	4.69E 02
NB 95	1.17E 09	3.16E 08	5.64E 07	8.44E 06	1.21E 06	3.18E 05	8.74E 04	2.51E 04	7.13E 03	2.05E 03	5.82E 02
BA137M	5.53E 07	5.46E 07	5.40E 07	5.33E 07	5.27E 07	5.21E 07	5.15E 07	5.09E 07	5.03E 07	4.98E 07	4.92E 07

PRINCIPAL PHOTON SOURCES IN GROUP 3, MEV/WATT-SEC
MEAN ENERGY = 1.100MEV

NUCLIDE		TIME AFTER DISCHARGE								
	DISCHARGE	200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
RH106	9.81E 06	5.63E 06	3.97E 06	2.82E 06	1.99E 06	1.42E 06	9.99E 05	7.09E 05	5.02E 05	3.56E 05	2.52E 05
EU154	2.64E 05	2.58E 05	2.52E 05	2.47E 05	2.41E 05	2.36E 05	2.31E 05	2.26E 05	2.21E 05	2.17E 05	2.12E 05

PRINCIPAL PHOTON SOURCES IN GROUP 4, MEV/WATT-SEC
MEAN ENERGY = 1.550MEV

NUCLIDE		TIME AFTER DISCHARGE								
	DISCHARGE	200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
RH106	2.47E 06	1.42E 06	1.00E 06	7.10E 05	5.02E 05	3.57E 05	2.52E 05	1.78E 05	1.26E 05	8.96E 04	6.34E 04
PR144	4.20E 06	2.57E 06	1.64E 06	1.05E 06	6.74E 05	4.33E 05	2.76E 05	1.77E 05	1.13E 05	7.25E 04	4.64E 04

PRINCIPAL PHOTON SOURCES IN GROUP 5, MEV/WATT-SEC
MEAN ENERGY = 1.990MEV

NUCLIDE		TIME AFTER DISCHARGE								
	DISCHARGE	200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
PR144	2.47E 07	1.51E 07	9.66E 06	6.20E 06	3.96E 06	2.55E 06	1.62E 06	1.04E 06	6.66E 05	4.27E 05	2.73E 05

PRINCIPAL PHOTON SOURCES IN GROUP 6, MEV/WATT-SEC
MEAN ENERGY = 2.380MEV

NUCLIDE		TIME AFTER DISCHARGE								
	DISCHARGE	200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
RH106	1.28E 06	7.36E 05	5.20E 05	3.69E 05	2.61E 05	1.85E 05	1.31E 05	9.27E 04	6.56E 04	4.65E 04	3.29E 04

PRINCIPAL PHOTON SOURCES IN GROUP 7, MEV/WATT-SEC
MEAN ENERGY = 2.750MEV

NUCLIDE		TIME AFTER DISCHARGE								
	DISCHARGE	200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
RH106	4.36E 04	2.50E 04	1.77E 04	1.25E 04	8.87E 03	6.30E 03	4.44E 03	3.15E 03	2.23E 03	1.58E 03	1.12E 03

Table 13. Photon Spectrum of Transuranium Isotopes in MSRE Fuel Salt After Period of ^{233}U Operation as a Function of Time After Shutdown

MSRE OPERATION WITH 233-U FUEL
POWER= 4.18 MW BURNUP= 1387. MWD FLUX= 3.89E 12 N/CM**2-SEC

ACTINIDE PHOTON RELEASE RATES, PHOTONS/ SEC

EMEAN (MEV)	DISCHARGE	TIME AFTER DISCHARGE 200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
3.00E-02	9.88E 13	1.82E 09	2.52E 09	3.20E 09	3.87E 09	4.50E 09	5.14E 09	5.74E 09	6.34E 09	6.91E 09	7.48E 09
4.00E-02	3.67E 14	1.73E 11	1.73E 11	1.73E 11	1.73E 11	1.73E 11	1.73E 11	1.73E 11	1.73E 11	1.73E 11	1.73E 11
6.00E-02	5.07E 14	6.36E 11	6.45E 11	6.53E 11	6.61E 11	6.69E 11	6.77E 11	6.84E 11	6.92E 11	6.99E 11	7.06E 11
1.00E-01	7.78E 14	1.82E 12	1.85E 12	1.86E 12	1.87E 12	1.88E 12	1.89E 12	1.89E 12	1.89E 12	1.89E 12	1.89E 12
1.50E-01	3.59E 14	1.09E 11	1.09E 11	1.10E 11	1.10E 11	1.10E 11	1.10E 11	1.11E 11	1.11E 11	1.11E 11	1.11E 11
2.00E-01	2.86E 14	5.92E 12	6.00E 12	6.05E 12	6.10E 12	6.13E 12	6.15E 12	6.16E 12	6.16E 12	6.16E 12	6.17E 12
3.00E-01	1.91E 14	5.09E 11	5.14E 11	5.18E 11	5.20E 11	5.22E 11	5.24E 11	5.24E 11	5.24E 11	5.25E 11	5.25E 11
6.30E-01	2.95E 13	4.68E 12	4.74E 12	4.79E 12	4.82E 12	4.85E 12	4.86E 12	4.87E 12	4.87E 12	4.87E 12	4.88E 12
1.10E 00	2.02E 12	1.38E 12	1.40E 12	1.41E 12	1.42E 12	1.43E 12	1.43E 12	1.44E 12	1.44E 12	1.44E 12	1.44E 12
1.55E 00	7.45E 10	7.58E 10	7.68E 10	7.75E 10	7.81E 10	7.84E 10	7.87E 10	7.89E 10	7.89E 10	7.89E 10	7.89E 10
1.99E 00	3.59E 10	3.66E 10	3.71E 10	3.74E 10	3.77E 10	3.79E 10	3.80E 10	3.81E 10	3.81E 10	3.81E 10	3.81E 10
2.38E 00	2.78E 01	2.97E 01	3.04E 01	3.07E 01	3.07E 01	3.07E 01	3.06E 01	3.05E 01	3.04E 01	3.03E 01	3.02E 01
2.75E 00	1.93E 12	1.97E 12	1.99E 12	2.01E 12	2.02E 12	2.03E 12	2.04E 12	2.05E 12	2.05E 12	2.05E 12	2.05E 12
3.25E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3.70E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4.22E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4.70E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5.25E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	2.62E 15	1.73E 13	1.75E 13	1.77E 13	1.78E 13	1.79E 13	1.80E 13	1.80E 13	1.80E 13	1.80E 13	1.81E 13
MEV/ SEC	3.21E 14	1.17E 13	1.18E 13	1.19E 13	1.20E 13	1.21E 13	1.21E 13	1.21E 13	1.21E 13	1.21E 13	1.21E 13

ACTINIDE ENERGY RELEASE RATES, MEV/WATT-SEC

EMEAN (MEV)	DISCHARGE	TIME AFTER DISCHARGE 200.0 D	384.0 D	566.0 D	749.0 D	930.0 D	1115. D	1297. D	1480. D	1662. D	1845. D
3.00E-02	7.09E 05	1.31E 01	1.81E 01	2.30E 01	2.78E 01	3.23E 01	3.69E 01	4.13E 01	4.55E 01	4.97E 01	5.37E 01
4.00E-02	3.52E 06	1.66E 03	1.66E 03	1.66E 03	1.66E 03	1.66E 03	1.66E 03	1.66E 03	1.66E 03	1.66E 03	1.66E 03
6.00E-02	7.28E 06	9.13E 03	9.26E 03	9.38E 03	9.50E 03	9.61E 03	9.72E 03	9.83E 03	9.94E 03	1.00E 04	1.01E 04
1.00E-01	1.86E 07	4.37E 04	4.42E 04	4.46E 04	4.49E 04	4.51E 04	4.52E 04	4.53E 04	4.53E 04	4.53E 04	4.53E 04
1.50E-01	1.29E 07	3.92E 03	3.93E 03	3.94E 03	3.95E 03	3.96E 03	3.97E 03	3.97E 03	3.98E 03	3.99E 03	3.99E 03
2.00E-01	1.37E 07	2.84E 05	2.87E 05	2.90E 05	2.92E 05	2.93E 05	2.94E 05	2.95E 05	2.95E 05	2.95E 05	2.95E 05
3.00E-01	1.38E 07	3.65E 04	3.69E 04	3.72E 04	3.74E 04	3.75E 04	3.76E 04	3.77E 04	3.77E 04	3.77E 04	3.77E 04
6.30E-01	4.45E 06	7.07E 05	7.16E 05	7.22E 05	7.27E 05	7.31E 05	7.33E 05	7.35E 05	7.35E 05	7.35E 05	7.35E 05
1.10E 00	5.32E 05	3.64E 05	3.69E 05	3.72E 05	3.75E 05	3.77E 05	3.78E 05	3.79E 05	3.79E 05	3.79E 05	3.79E 05
1.55E 00	2.76E 04	2.81E 04	2.85E 04	2.88E 04	2.90E 04	2.91E 04	2.92E 04	2.93E 04	2.93E 04	2.93E 04	2.93E 04
1.99E 00	1.71E 04	1.74E 04	1.77E 04	1.78E 04	1.79E 04	1.80E 04	1.81E 04	1.81E 04	1.81E 04	1.81E 04	1.82E 04
2.38E 00	1.58E-05	1.69E-05	1.73E-05	1.75E-05	1.75E-05	1.75E-05	1.74E-05	1.74E-05	1.73E-05	1.73E-05	1.72E-05
2.75E 00	1.27E 06	1.29E 06	1.31E 06	1.32E 06	1.33E 06	1.34E 06	1.34E 06	1.35E 06	1.35E 06	1.35E 06	1.35E 06
3.25E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3.70E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4.22E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4.70E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5.25E 00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
TOTAL	7.67E 07	2.79E 06	2.82E 06	2.85E 06	2.87E 06	2.89E 06	2.89E 06	2.90E 06	2.90E 06	2.90E 06	2.90E 06
WATTS	5.14E 01	1.87E 00	1.89E 00	1.91E 00	1.92E 00	1.93E 00	1.94E 00	1.94E 00	1.94E 00	1.94E 00	1.94E 00

REFERENCES

1. MSR Program Semiann. Progr. Rept. Aug. 31, 1966, ORNL-4037.
2. MSR Program Semiann. Progr. Rept. Feb. 28, 1970 (in preparation).
3. Chem. Technol. Div. Ann. Progr. Rept. May 31, 1969, ORNL-4422, pp. 89-91.
4. Chem. Technol. Div. Ann. Progr. Rept. May 31, 1969, ORNL-4422, pp. 12-15.
5. MSR Program Semiann. Progr. Rept. Feb. 28, 1967, ORNL-4119, pp. 79-83.
6. MSR Program Semiann. Progr. Rept. Aug. 31, 1967, ORNL-4191, pp. 50-58.
7. J. M. Chandler and S. E. Bolt, Preparation of Enriching Salt ^{7}LiF-$^{233}UF_4$ for Refueling the Molten Salt Reactor, ORNL-4371 (March 1969).
8. E. D. Arnold in Engineering Compendium on Radiation Shielding, R. G. Jaeger, Ed, Vol. I, Chap. 2 (1968).

DISTRIBUTION

1-2. Central Research Library
3. Document Reference Section
4-6. Laboratory Records Dept.
7. Laboratory Records, ORNL R.C.
8-22. Division of Technical Information Extension
23. Laboratory and University Division, AEC-ORO
24. ORNL Patent Office
25-29. M. J. Bell
30. E. S. Bettis
31. R. B. Briggs
32. W. L. Carter
33. W. P. Eatherly
34. D. E. Ferguson
35. C. H. Gabbard
36. P. N. Haubenreich
37. P. R. Kasten
38. K. O. Laughon, AEC Site Repr.
39. R. E. MacPherson
40. L. E. McNeese
41. J. P. Nichols
42. E. L. Nicholson
43. A. M. Perry
44-45. M. W. Rosenthal
46. Dunlap Scott
47. R. E. Thoma
48. M. E. Whatley