

JAERI-Tech
97-054



JP9711021



核融合動力炉における放射性廃棄物管理
及び処分シナリオの検討

1997 年10月

田原隆志*・山野直樹*・関 泰・青木 功

2

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公開している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷㈱

核融合動力炉における放射性廃棄物管理及び処分シナリオの検討

日本原子力研究所那珂研究所核融合工学部

田原 隆志*・山野 直樹*・関 泰・青木 功

(1997年10月2日受理)

5通りの構造材料を用いた核融合炉と軽水炉の寿命中に発生する主要な放射性廃棄物の量と放射化レベルを算定し、その環境及び経済的な影響を評価して比較した。まず放射化計算により、核融合炉において発生する放射性廃棄物の量と放射化レベルを評価した。次に我が国におけるこれら廃棄物の処分方法を検討し、一定の仮定の下に処分コストを概算した。また、放射性廃棄物による処分場操業中のスカイシャイン被ばく線量、300年間の管理期間中の地下水移行及び管理期間終了後のサイト再利用に伴う被ばく線量を評価した。他方、軽水炉の放射性廃棄物量と放射化レベルに関しては文献より調査し、その処分コストを核融合炉と同等の仮定の下に概算し、両者の比較を行った。その結果、核融合炉の中レベル廃棄物に対する中間貯蔵費および軽水炉における高レベル廃棄物処分費に処分コストの相対比が強く依存することが明らかになった。

那珂研究所：〒311-01 茨城県那珂郡那珂町向山801-1

* (株)住友原子力工業

**Radioactive Waste Management and Disposal Scenario
for Fusion Power Reactors**

Takashi TABARA*, Naoki YAMANO*, Yasushi SEKI and Isao AOKI

**Department of Fusion Engineering Research
Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken**

(Received October 2, 1997)

The environmental and economic impact of radioactive waste (radwaste) generated from fusion power reactors using five types of structural materials and a light water reactor (LWR) have been evaluated and compared. At first, the amount and the radioactive level of the radwaste generated in five fusion reactors were evaluated by an activation calculation code. Next, a possible radwaste disposal scenario applicable to fusion radwaste in Japan is considered and the disposal cost evaluated under certain assumptions. The exposure doses are evaluated for the skyshine of gamma-rays during the disposal operation, groundwater migration scenario during the institutional control period of 300 years and future site use scenario after the institutional period. The radwaste generated from a typical LWR was estimated based on a literature survey and the disposal cost was evaluated using the same assumptions as for the fusion reactors. It is found that the relative cost of disposal is strongly dependent on the cost for interim storage of medium level waste of fusion reactors and the cost of high level waste for the LWR.

Keywords : Radioactive Waste, Fusion Reactor, Low Activation, Disposal Cost,
Low Level Waste, LWR, Medium Level Waste, High Level Waste

* Sumitomo Atomic Energy Industries Ltd.,

目 次

要 約	v~xiv
1. ま え が き	1
2. 核融合動力炉の構造材の放射化	3
2.1 放射化量の計算条件	3
2.2 計算結果	17
2.3 放射化量データベース	45
3. 核融合動力炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物	61
3.1 放射性廃棄物の区分方法	61
3.2 核融合動力炉からの廃棄物発生量	66
4. 核融合炉に起因する放射性廃棄物処分に係る環境影響の評価	75
4.1 低レベル廃棄物の処分（浅地理設）に係る環境影響の評価	75
4.2 中レベル廃棄物の処分に係る環境影響の評価	102
4.3 核融合動力炉に起因する放射性廃棄物処分に係る総合的な環境影響	119
5. 核分裂炉に起因する放射性廃棄物処分に係る環境影響の評価	124
5.1 核分裂炉に起因する放射性廃棄物	124
5.2 低レベル廃棄物処分に係る環境影響	127
5.3 中レベル廃棄物処分に係る環境影響	135
5.4 高レベル廃棄物処分に係る環境影響	137
5.5 核分裂炉に起因する放射性廃棄物処分に係る環境影響	143
6. 放射性廃棄物処分の経済性評価	144
6.1 経済性評価の考え方	144
6.2 処分に係る費用	146
6.3 炉型（検討ケース）ごとの費用解析	149
7. ま と め	152
謝 辞	152
参考文献	153
付録A 環境影響の評価に使用したパラメータ	155
A.1 スカイシャインによる被ばく線量評価に使用したパラメータ	155
A.2 地下水移行等による環境影響の評価に使用したパラメータ	157
付録B 中性子の多段反応による核種生成について	163

Contents

Executive Summary	v~xiv
1. Introduction	1
2. Activation of Structural Materials in Fusion Reactors	3
2.1 Conditions for Activation Calculation	3
2.2 Calculation Results	17
2.3 Activation Data Base	45
3. Radwaste Generated in Fusion Power Reactors	61
3.1 Classification Methodology of Radwaste	61
3.2 Generated Amount of Radwaste in Fusion Reactors	66
4. Environmental Effect of Radwaste Generated in Fusion Power Reactors	75
4.1 Environmental Effect of Low Level Waste Disposal (Shallow Land Burial)	75
4.2 Environmental Effect of Medium Level Waste Disposal	102
4.3 Overall Environmental Effect of Radwaste Disposal for Fusion Reactors	119
5. Environmental Effect of Radwaste Generated in a Light Water Reactor	124
5.1 Radwaste Generated in a Light Water Reactor	124
5.2 Environmental Effect of Low Level Waste Disposal	127
5.3 Environmental Effect of Medium Level Waste Disposal	135
5.4 Environmental Effect of High Level Waste Disposal	137
5.5 Environmental Effect of Radwaste Generated in a Light Water Reactor	143
6. Economic Evaluation of Radwaste Disposal	144
6.1 Concept of Economic Evaluation	144
6.2 Cost of Waste Disposal	146
6.3 Disposal Cost Evaluation for Each Reactors	149
7. Summary	152
Acknowledgement	152
References	153
Appendix A. Parameters Used in the Evaluation of Environmental Effect	155
A.1 Parameters Used in the Evaluation of Skyshine Dose	155
A.2 Parameters Used in the Doses due to Ground Water Scenario, etc.	157
Appendix B. Nuclides Produced by Multi-Step Nuclear Reactions	163

要 約

1. まえがき

将来の核融合動力炉はエネルギー供給システムとして優れているだけでなく、環境安全性および経済性の面においても優れたシステムであることが要求される。したがって、「核分裂炉と比べて毒性は低いが発生量は必ずしも少なくない」と言われている核融合動力炉において生成する放射性廃棄物については、種類および量を評価するとともに、その安全な管理方法と処理処分の方策について、また廃棄物の再利用だけでなく、廃棄物処理において生成する有用な元素の有効利用の方策をも含めた経済性についても、核融合動力炉の概念設計の段階から検討しておく必要がある。

これらの目的を達成するため、核融合動力炉の運転に起因して発生する放射性廃棄物の最適な管理方法およびその処分シナリオについての検討を実施した。

2. 核融合動力炉の構造材の放射化

核融合動力炉の環境安全性等を評価するために、現在核融合動力炉の概念設計において検討されている5種類の主要構造材について、Table 1に示すブランケット交換シナリオに基づく放射化計算を実施した。計算には多段中性子核反応計算が可能なF I S P A C T 3コードを使用し、第1壁負荷は 1.0 MW/m^2 （ただし、廃棄物発生量及び環境影響の評価に際しては 1.0 MW/m^2 での計算値を 5.0 MW/m^2 での値に換算して使用）とした。また、SSTR、SSTR-316およびSSTR-2については35領域に、DREAMおよびDREAM*につ

Table 1 核融合動力炉の主要構造材とブランケット交換シナリオ

検討ケース	ブランケット交換シナリオ（交換までの運転期間）
SSTR Reference (JAERI-M-91-081)	2年 : Inboard及びOutboardのそれぞれについて厚さ20cmまで(First wall~Back wall)の領域
SSTR-316 SSTRの主要構造材をSUS316に置換	20年 : その他の領域
SSTR-2 TiAl金属間化合物/固気混相流冷却	2年 : Inboard及びOutboardのそれぞれについて厚さ30cmまで(First wall~Back wall(2))の領域
	20年 : その他の領域
DREAM SiC Blanket/He冷却	2年 : CVD coated layer~Third breeding zoneまで(プラズマ中心からの距離が223~244cm)の領域
DREAM* SiCの不純物を考慮しない場合	20年 : その他の領域

いては14領域にそれぞれ分割して、ANISN-JRで求めた領域ごとの中性子エネルギースペクトルを使用した。

SSTRについて計算した炉停止後の体系内の線量率分布をFig 1に示す。このような各構造材について計算した発熱量分布あるいは線量率分布から、第1壁(First wall)、トリチウム増殖領域(Breeding zone)等の主要コンポーネントを含めた大部分の領域における線量率・発熱量のレベルは、炉停止後50～100年間の冷却によって大きく低下し、低レベル放射性廃棄物(以下、「LLW」と記す)あるいはそれ以下のレベルの廃棄物として区分できることが確認された。中でもDREAM炉については、線量率の観点からは既に冷却50年の段階で全てLLW以下に区分されること、100年冷却では構造材に含まれる不純物の影響が見られないことなども確認された。

SSTRの第1壁(First wall)における放射能の時間変化の様子をFig 2に示す。この図からもわかるように、50～100年冷却の時点では、放射能の観点から着目すべき核種は数核種に限定される。また、環境影響を考える場合に考慮すべき経口摂取被ばく線量(Ingestion dose)などの観点からも着目すべき核種は限られており、将来において放射性廃棄物処分を行う場合にその環境影響を評価すべき核種として以下の14核種が得られた。

^1H 、 ^{10}Be 、 ^{14}C 、 ^{26}Al 、 ^{36}Cl 、 ^{60}Co 、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni 、 ^{91}Nb 、 ^{94}Nb 、 ^{93}Mo 、 $^{186\text{m}}\text{Re}$ 、 $^{192\text{m}}\text{Ir}$ 、 ^{193}Pt

崩壊熱、表面線量率(Contact dose rate)、経口摂取被ばく線量(Ingestion dose)あるいは吸入摂取被ばく線量(Inhalation dose)等のFISPACT-3計算で得られた核融合動力炉の運転に伴う放射化量に係るデータは、中性子線エネルギー群構造、領域ごとのデータ(密度、組成、中性子スペクトル他)等の計算条件とともにライブラリに格納し、その処理コードも含めたデータベースを作成した。

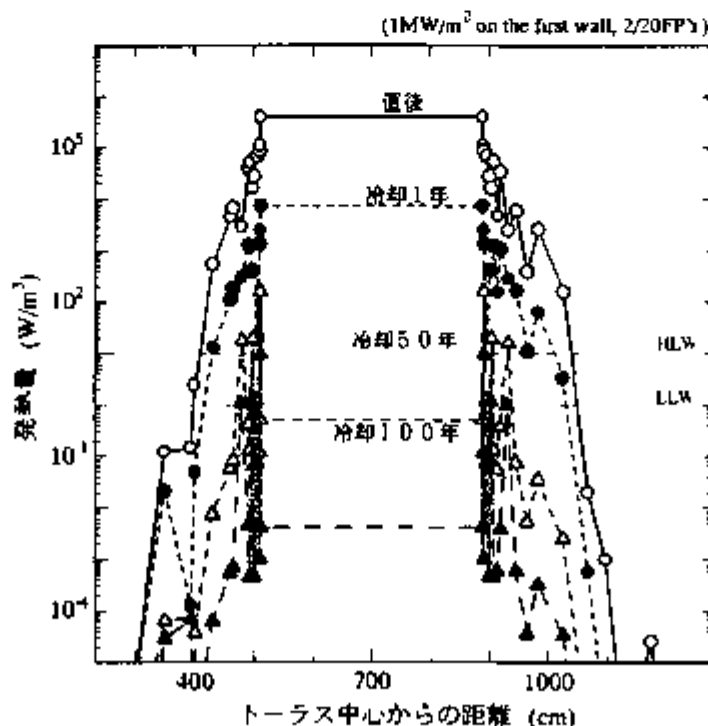


Fig 1 発熱量分布 - SSTR

HLW LLWはF Rocco 等の提案する高レベル 低レベル放射性廃棄物の区分目安値

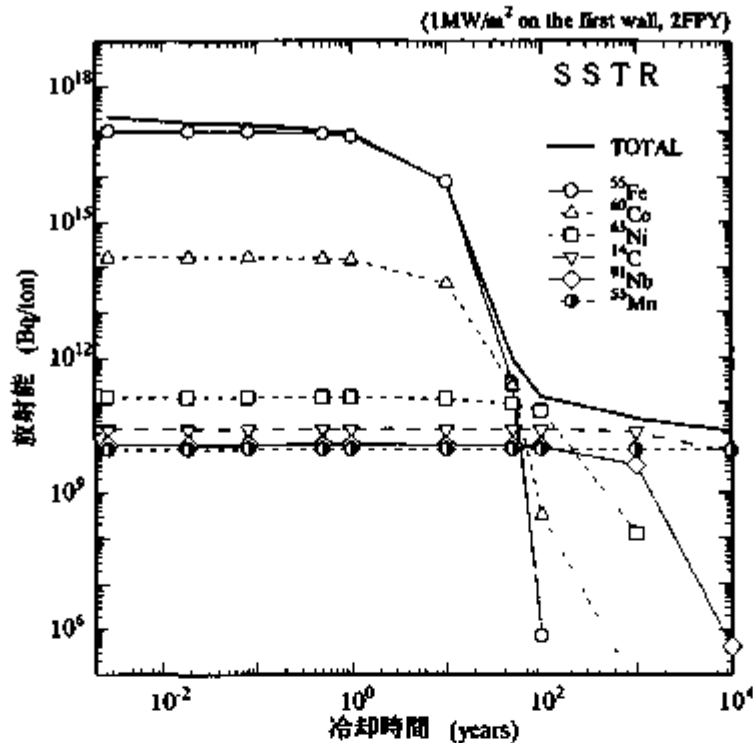


Fig.2 第1壁の放射能の時間変化

3. 核融合動力炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物

核融合動力炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物の処分シナリオを安全性の観点から評価するためには処分量の算定が必要であり、その算定の基礎とすべき放射性廃棄物の区分方法について検討する必要がある。ここでは、世界各国における放射性廃棄物区分の現状および考え方についての調査結果を参考に、日本の原子力安全委員会の基本的な考え方に従った形式で「日本における核融合動力炉に係る放射性廃棄物の区分方法」を提案した。

区分方法は以下の通りである。

- 1) 現在六ヶ所村に建設されている低レベル放射性廃棄物埋設貯蔵施設に貯蔵する低レベル放射性廃棄物に対する濃度上限値の評価手法に従って、核融合動力炉から発生する放射性廃棄物に対して「埋設放射能濃度上限値」を設定する。
- 2) この上限値は、ICRPおよびIAEAの規制除外の考え方に基づき、管理期間終了後も一つの線源からの年個人線量を 0.01mSv (10^{-6} /年に相当する 0.1mSv の $1/10$)以下に制限する値とする。ただし、実際に発生し、処分される放射性廃棄物の濃度は広範囲に分布することを考慮し、放射性廃棄物全体の平均値として算出される結果の10倍の値を、個々の廃棄体1体当たりの上限値とする。
- 3) 年個人線量は、浅地処分を想定し、IAEAが規制除外濃度の導出に用いている経路に起因する被ばくとして、操業中シナリオ、地下水シナリオおよびサイト再利用シナリオの3つを考え、我が国の自然条件等を考慮したパラメータを用いて評価する。
- 4) 「埋設放射能濃度上限値」以下である廃棄物を「低レベル廃棄物」として区分する。核融合動力炉に起因する放射性廃棄物の中には、核分裂炉に起因する廃棄物において高レベルとして分類される廃棄物に相当する廃棄物は存在しない。その点を明確にするために、埋設放射能濃度上限値を超える廃棄物は「中レベル廃棄物」として区分する。

Table 2に着目すべき核種について評価した埋設放射能濃度上限値を示す。また、Table 3には提案した区分法に従う廃棄物発生量の推定値を示す。

Table 2 評価した埋設放射能濃度上限値

核 種	10 μ Sv/年の個人線量に相当する濃度 (Bq/g)			濃度上限値 (Bq/g)	
	操業中シナリオ	地下水シナリオ	サイト再利用	評 価 値	原子力 安全委員会 (核分裂炉)
^3H	—	2.0975E+09	*	1.85E+10	—
^{10}Be	—	2.5102E+07	1.2227E+04	1.11E+05	—
^{14}C	—	5.6967E+06	1.8645E+03	1.85E+04	3.70E+04
^{24}Al	6.6815E+05	7.0922E+04	8.4250E+00	7.40E+01	—
^{36}Cl	—	6.2521E+04	1.8696E+04	1.85E+05	—
^{60}Co	1.2651E+06	*	*	1.11E-07	1.11E+07
^{59}Ni	—	5.0588E+11	6.2616E+03	5.55E+04	—
^{63}Ni	—	*	1.6397E+05	1.48E+06	1.11E+06
^{91}Nb	—	*	1.4248E+04	1.11E+05	—
^{84}Nb	7.3530E+06	6.2195E+08	2.4828E+01	2.22E+02	—
^{93}Mo	—	1.0112E+07	2.6139E+02	2.22E-03	—
$^{186\text{m}}\text{Re}$	—	6.4337E+05	7.2235E+03	7.40E+04	—
$^{192\text{m}}\text{Ir}$	—	*	7.3226E+00	7.40E+01	—
^{192}Pt	—	*	2.1498E+05	1.85E+06	—

(注) 1 上表中の「—」および「*」はそれぞれ、評価対象外であることおよび1.0E-15以上の濃度であることを示す。

2 は最終的な値を示す。原子力安全委員会の値は「固型化して処分する場合」の値として示されているものであり、評価値に優先して使用した。

Table 3 埋設放射能濃度上限値に基づく廃棄物の区分と発生量

(100万kW級核融合動力炉1基当たりの発生量)

核融合動力炉	低レベル廃棄物	中レベル廃棄物
SSTR	3060 (82.3%)	1300 (17.7%)
SSTR-316	1470 (59.5%)	2970 (40.5%)
SSTR2	2540 (66.7%)	2760 (33.3%)
DREAM	920 (9.1%)	9240 (90.9%)
DREAM*	9900 (97.4%)	260 (2.6%)

4. 核融合炉に起因する放射性廃棄物処分に係る環境影響の評価

(1) 低レベル廃棄物の処分

原子力発電所等において発生する低レベル放射性固体廃棄物の処分方法としては、浅地中に埋設し、放射能濃度が規制除外対象のレベルに減衰するまでの間、放射能レベルに応じた段階的管理を行い、これによって陸地処分に係る安全性を確保し、周辺住民に対する放射線影響を十分安全な範囲に収めることが考えられている。処分に係る環境影響を総合的に評価するという点では、核分裂炉と核融合炉との間に基本的な違いはないため、ここでは処分場の操業開始から閉鎖までの第1段階から、制度的管理期間終了後の第4段階に至るまでの一般環境の安全性を、「操業中シナリオ」、「地下水シナリオ」および「サイト再利用シナリオ」の観点から評価した。

想定した処分施設(浅地埋設)の概念図をFig. 3に示す。処分施設は、海からの距離10 kmの河川、湖沼、沿岸地域の3種類の水系が一定の距離に存在する地形に設置されるものと仮定する。また、地下水流方向での処分施設の下流端からサイト境界までは200 mとし、汚染地下水は河底又は湖底に直接湧出するものとする。さらに、処分施設はコンクリートピット方式とし、 $5 \times 5 \times 5 \text{ m}^3$ のセル80個が集まって形成されるユニット4つの集合体であり、各セルには廃棄体(200 Lドラム缶)320本が納められ、約1万 m^3 の処分施設に約10万本の廃棄体処分されるものとする。また、処分施設への廃棄物搬入量は、100 m^3 日とし、土壌等の充填材とともに埋設し、1セルごとに上部にコンクリート蓋を設置する。1年間に1ユニット(80セル)への埋設を行い、1ユニットごとにコンクリート蓋上部への覆土を施すものと仮定する。

廃棄体中放射性核種濃度は、Table 2に示した核種について「50年冷却時点において低レベル廃棄物として処分すべき構造材」の中の核種ごとの濃度の平均値とした。

操業中シナリオでは、処分方式を「単一円筒形状の裸のセメント固化体」として単純化し、線源が「露出」した状態、線源を「コンクリート蓋で遮蔽」した状態、線源を「コンクリート蓋+覆土で遮蔽」した状態における、施設周辺でのスカイシャインによる外部被ばく線量をANISN-JRおよびG33-GP2で評価した。評価結果をFig. 4に示す。いずれの核融合動力炉の場合にも施設境界におけるスカイシャイン線量は、 10^{-6} /年のリスクに相当する線量(100 $\mu\text{Sv}/\text{年}$; 以下、「リスク基準線量」と呼ぶ)よりも1桁以上低い値であることがわかった。

地下水シナリオでは、人工バリアからの放射性核種の漏洩、天然バリア中での核種移行、一般環境中での核種移行、生態系における核種移行と濃縮を経て個人の被ばくを評価する。この評価には、人工バリア核種漏洩モデル、天然バリア核種移行モデルおよび一般環境・生態系核種移行/被ばく評価モデルの3つを評価できるSWATERを使用した。今回の評価では地下水中の放射性核種移行経路として河川経路と井戸経路を考え、両経路への代表的な依存率に基づいて、個人が受ける総被ばく線量を算出した。SSTRについての評価結果をFig. 5に示す。個人被ばく線量は、人工バリアからの核種漏洩開始後数十年の最も被ばくの大きい期間でも、「河川+井戸経路」ではリスク基準線量に比べて2桁以上低いことがわかる。他の動力炉の場合につい

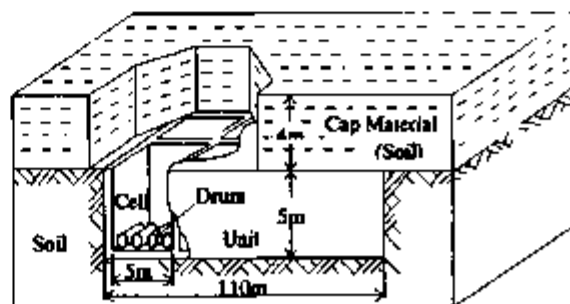


Fig. 3 処分施設(浅地埋設)の概念

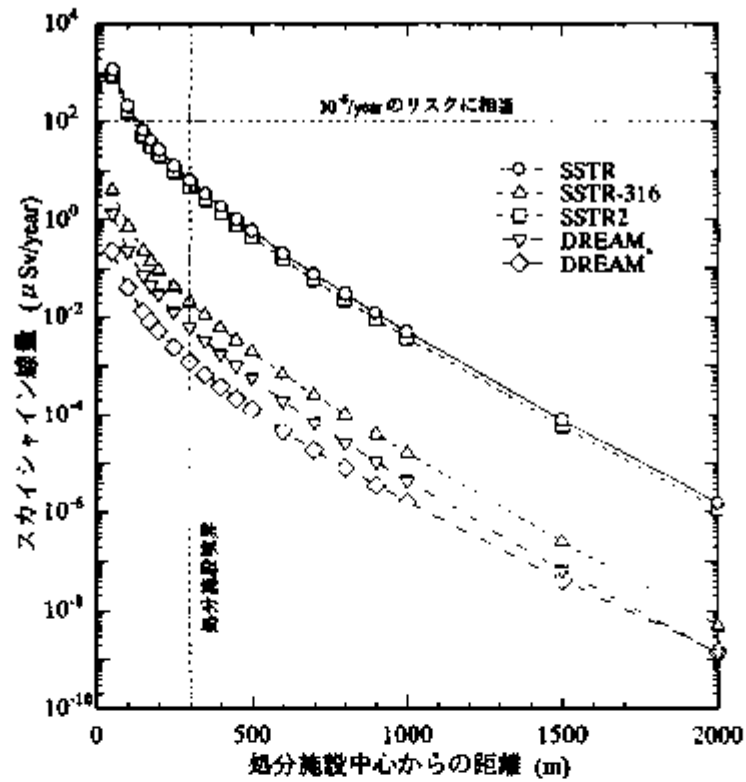


Fig.4 低レベル廃棄物処分施設からのスカイシャイン総量

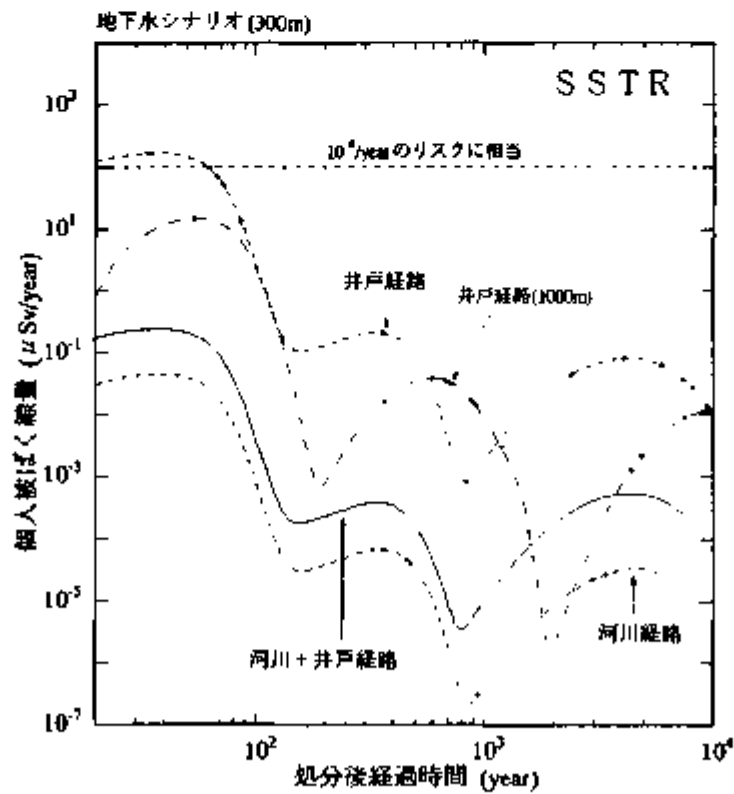


Fig.5 低レベル廃棄物処分施設周辺での経路別個人被ばく総量

でも同じ結果が得られた。

サイト再利用シナリオでは、処分施設の制度的管理期間終了後に跡地が住宅用地、農場あるいは公園等として利用される場合を想定し、侵入、建設および居住の3つの利用形態を設定した。各利用形態の場合の直達γ線による外部被ばく、再浮遊物質の吸入摂取による内部被ばく、農畜産物の経口摂取による内部被ばくおよび飲料水の経口摂取による内部被ばくの4経路による被ばく線量をAMOREを使用して評価した。このシナリオでは埋設された放射性核種が処分場跡地の廃棄物層に均一に分布していることを仮定し、さらに居住シナリオでは非汚染土壌による希釈効果も考慮した。Fig. 6にSSTRについて居住シナリオで評価した核種別被ばく線量を示す。 ^{94}Nb の影響が最も大きく現れているが、これは他の動力炉についても同じ結果が得られた。また、サイト再利用による環境影響の程度は、操業中や地下水シナリオに比べて大きくなっているが、全ての動力炉について個人被ばく線量はリスク基準線量よりも低い値であった。

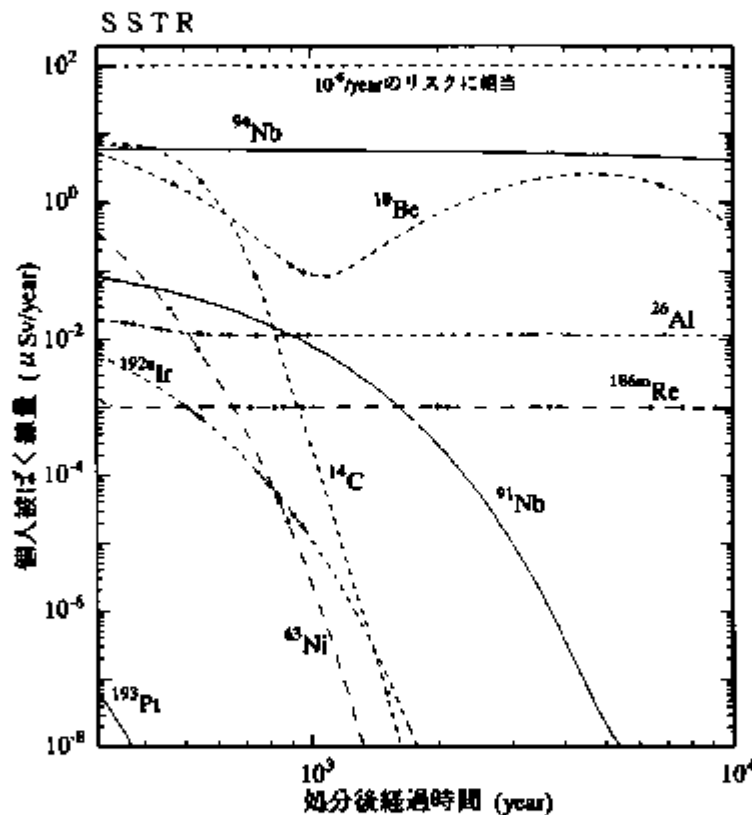


Fig.6 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物浅地埋設時の核種別被ばく線量

(2) 中レベル廃棄物の処分

中レベル廃棄物については、低レベル廃棄物の浅地埋設におけるコンクリートピット方式の人工バリアを、充填材をモルタル等のセメント系材料に置き換え、施設全体をセメント系材料で一体化することによって、人工バリアからの漏洩を遅延させる方式と比較的深い地層(100m程度の中深層)に処分する方式について検討した。

処分施設の規模等については低レベル廃棄物浅地埋設処分施設と同じとし、廃棄体中放射性核種濃度は、Table 2に示した核種について「50年冷却時点において低レベル廃棄物として処分できない構造物」中の核種ごとの濃度の平均値とした。このような条件の下で、浅地埋設の場合には、操業中、地下水およびサイト再利用の3シナリオの評価、中深

層処分の場合にはサイト再利用はないものとして地下水シナリオだけの評価を行った。

評価結果からは、中深層処分の場合にはいずれの動力炉についても被ばく線量はリスク基準線量よりも低くなることがわかった。しかし、浅地埋設処分の場合には、SSTR-316について、線量限度(1mSv)を超えることがわかったほか、SSTR-316、SSTR2、DREAMについても、それぞれ ^{94}Nb 、 ^{26}Al 、 ^{14}C の影響が大きいために、サイト再利用シナリオで線量限度を超えることがわかった。

(3)核融合炉に起因する廃棄物処分に係る環境影響

中レベル廃棄物を浅地埋設する場合には全てのケースにおいてサイト再利用時の被ばく線量がリスク基準線量(100 μSv)を超えた。したがって、被ばく線量に対する寄与の大きな ^{14}C 、 ^{26}Al 、 ^{59}Ni 、 ^{94}Nb 、 ^{93}Mo などの核種の低減化を実現しない限り、中レベル廃棄物に対してサイト再利用時の被ばくを考慮する必要のある処分法は採用できないことがわかった。これに対して、低レベル廃棄物を浅地埋設し、中レベル廃棄物はサイト再利用を考慮する必要のない中深層に処分する場合には、SSTRについての地下水シナリオの評価において、被ばく線量がリスク基準線量に近い値となるが、いずれのケースでも全てのシナリオに対して、評価した被ばく線量はリスク基準線量に比べてかなり安全側の値となることが確認された。

5. 核分裂炉に起因する放射性廃棄物処分に係る環境影響の評価

核燃料サイクル・原子炉の解体等の過程において発生する廃棄物(核分裂炉に起因する廃棄物)は、放射能、発熱量の観点から既に高レベル、中レベル、低レベル、極低レベルの廃棄物として区分されている。ここでは、再処理データあるいはNUREG CR-0672に示されている解体廃棄物データ等を中心にして各種廃棄物中の核種ごとの濃度を推定し、さらに廃棄物として区分後の平均濃度を算出することによって、各レベルごとの廃棄体中の放射性核種濃度(極低レベルは除く)を得た。

低レベル廃棄物および中レベル廃棄物については、それぞれ核融合動力炉に起因するものと同様に浅地埋設処分あるいは中深層処分をした場合の環境影響を同じ手法で評価した。また、高レベル廃棄物については地下数百mの安定岩盤中に処分することが考えられているため、漏洩核種の生態系への地下水移行を評価した。評価モデルとしては、廃棄体(ガラス固化体+オーバーパック)、緩衝材で構成される人工バリアに関するソースタームモデル、天然バリアに関する地中移行モデルおよび生活圏における被ばく評価モデルを考えた。計算コードは、人工バリアからの核種漏洩についてはGSRW、天然バリアにおける核種移行および生活圏での被ばく評価についてはSWATERを使用した。評価地点は処分施設中心から1000mの距離にあるとした。高レベル廃棄物についての評価結果をFig. 7に示す。

高レベル廃棄物の深地層処分については、人工バリアによる遅延効果が大きく、処分後1万年までは被ばく線量としての影響は顕著でなく、被ばく線量が最大となる10万年近く経過した時点でも、その線量はリスク基準線量よりも1桁低い値であることがわかった。低レベル廃棄物、中レベル廃棄物の処分についても、ほとんどの場合に被ばく線量はリスク基準線量に比べて1～3桁以上低くなることが確認された。しかし、現在低レベル廃棄物として区分される ^{129}I の濃度では、サイト再利用シナリオの評価において制度的管理期間終了後約100年間はリスク基準線量を1桁程度超えた値となることも確認された。線量限度を超える値ではないが、低レベル廃棄物中に含まれる ^{129}I の濃度の低減化によって、リスク基準線量よりも1桁以上低い値まで被ばく線量を下げることが可能である。

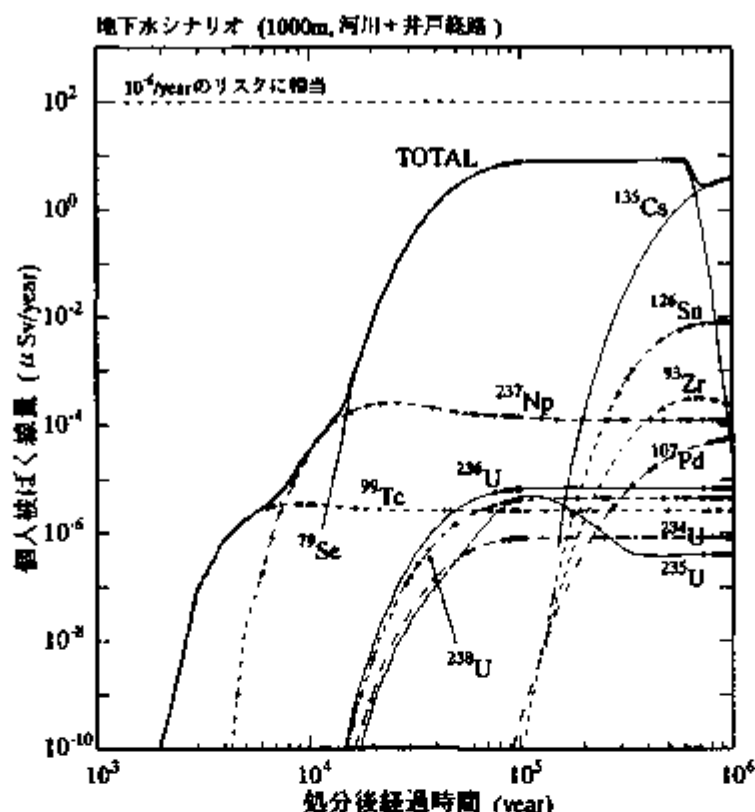


Fig.7 高レベル廃棄物深地層処分時の一般環境での個人被ばく線量

6. 放射性廃棄物処分の経済性評価

核融合動力炉、核分裂炉のいずれの場合にも、その建設から解体までの様々な過程において、放射性廃棄物の管理・処分に係る費用が発生する。今回は、発生過程を燃料交換（再処理を含む）、ブランケット交換、動力炉の解体に限定し、5種類の核融合動力炉および参考としての核分裂炉について発生する放射性廃棄物を環境安全性に基づく基準を満足する方式で処分する場合の費用を検討した。解体廃棄物の再利用、金属元素の有効利用等は、資源の有効利用あるいは処分の経済性の観点から重要な問題であるが、再利用基準等の不確定な要素が多いため、今回の検討からは除外した。

放射性廃棄物の処分に係る費用としては、処分施設の建設等に必要な直接的な費用だけでなく、被ばくの影響（リスク）も損害として費用に加算する必要がある。ICRPは、経済的・社会的な要因を満足する最適な防護レベルを決定するために、放射性廃棄物の処分に係る損害（集団としての損害と個人としての損害）と金銭的な費用を合算した総費用を提案している。この考えを踏まえて、環境影響による損害と処分施設等の費用のそれぞれについて試算した。

環境影響については、損害は集団実効線量 S と単位集団線量当量当たりの金銭的な価値を表す α 値の積で表されると仮定し、個人の損害は考慮しなかった。 S の算出では、被ばく期間を10000年で打ち切り、その間の被ばく集団が5000人で一定であるとした。また、 α 値には2百万円/man・Svを用いた。処分施設等の費用は、六ヶ所村の低レベル放射性廃棄物埋設センター、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの建設・工事費や操業時要員

を参考にし、さらに諸外国における地層処分費用等を参考に設定した、低レベル廃棄物、中レベル廃棄物、高レベル廃棄物のそれぞれに対する処分費用単価によって評価した。中レベル廃棄物を中間貯蔵しない場合について処分施設等の費用を試算した結果をTable 4に示す。環境影響による損害は浅地埋設処分に係るものが最も大きい試算結果が得られたが、100万kW級動力炉1基当たりで300～400百万程度であり、施設関係費の数%以下であった。

Table 4 中レベル廃棄物を中間貯蔵しない場合の放射性廃棄物
処分費用(施設関係費)

(100万kW級動力炉1基当たり)

検討ケース		廃棄物発生量 (m ³)			処分費用(施設関係費) (百万円)			
		低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	全廃棄物
核融合炉	SSTR	6030	1300	—	7240	2600	—	9840
	SSTR-316	4360	2970	—	5230	5940	—	11170
	SSTR-2	5520	2760	—	6620	5520	—	12140
	DREAM	920	9240	—	1100	18480	—	19580
	DREAM*	9900	260	—	11880	520	—	12400
核分裂炉		9750	1600	180	11700	3200	61200	76100

7. まとめ

核融合動力炉で使用が検討されている5種類の構造材について動力炉の運転に伴う放射化量を計算し、発生する放射性廃棄物の種類と量を評価した。さらに、発生する低レベルおよび中レベル廃棄物を、浅地埋設または中深層処分した場合の環境影響ならびに経済性について検討し、主として以下の結論が得られた。

- 1) SSTR、SSTR-316およびSSTR-2の場合には20～40%の廃棄物を高レベル廃棄物として処分しなければならない。
- 2) DREAMでは90%程度の廃棄物を高レベル廃棄物として処分しなければならないが、DREAM*の場合にはほとんど全ての廃棄物(97.4%)を低レベル廃棄物として処分できる。
- 3) 低レベル廃棄物を浅地埋設し、高レベル廃棄物を高深層処分する場合には、いずれのシナリオに対しても一般公衆の被ばく線量はリスク基準線量に比べて十分に安全側の値となる。
- 4) 廃棄物全体の処分費用は、高レベル廃棄物を中間貯蔵するか否かによって大きく異なる。

1. まえがき

将来の核融合動力炉はエネルギー供給システムとして優れているだけでなく、環境安全性および経済性の面においても優れたシステムであることが要求される。したがって、'核分裂炉と比べて毒性は低いが発生量は必ずしも少なくない'と言われている核融合動力炉において生成する放射性廃棄物については、種類および量を評価するとともに、その安全な管理方法と処理処分の方策について、また廃棄物の再利用だけでなく、廃棄物処理において生成する有用な元素の有効利用の方策をも含めた経済性についても、核融合動力炉の概念設計の段階から検討しておく必要がある。

これらの目的を達成するため、核融合動力炉の運転に起因して発生する放射性廃棄物の最適な管理方法およびその処分シナリオについての検討を以下の手法で実施した。

1) 核融合動力炉における放射化量の計算；

核融合動力炉の運転において発生する廃棄物に含まれる放射性核種及び量を評価するために、現在検討されている核融合動力炉の概念設計条件のうち代表的な5種類の構造材について放射化量計算を実施した。放射化量の計算には、既存の計算コードの中から本検討に最適なコードおよびライブラリとして、中性子の多段反応を評価できるFISPACT-3¹⁾およびEAF-3²⁾を使用した。

2) 放射性廃棄物処理処分シナリオの予備調査；

現在評価・検討が行われている'核分裂炉に起因する放射性廃棄物'の処理処分シナリオを調査し、処分後の核種移行について予備計算を実施した。

3) 放射化量データベースの作成；

FISPACT-3の計算結果を中心とした放射化量に関するデータの整備を行い、またデータファイル処理プログラムを作成し、放射性廃棄物の管理・処分シナリオの評価につながる形式でデータベースを作成した。

4) 放射性廃棄物の区分方法の検討；

放射性廃棄物区分の手法・現状を調査・検討し、核融合動力炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物の区分方法を提案した。また、その区分方法に従って、処分を必要とする廃棄物量を算定した。

5) 浅地埋設処分に係る環境影響の評価；

低レベル廃棄物を浅地埋設した場合の環境影響を総合的に評価するために処分施設のモデル化を行い、以下の3種の被ばくシナリオを評価することによって、環境影響を評価した。

- ・操業中シナリオ(処分施設からのスカイシャインによる外部被ばく)
- ・地下水シナリオ(地下水によって生態系まで移行した核種の吸入・摂取による内部被ばくおよび外部被ばく)
- ・サイト再利用シナリオ(管理期間終了後の処分施設の再利用によって一般環境中に放出された核種の吸入・摂取による内部被ばくおよび外部被ばく)

6) 中レベル廃棄物の処分シナリオの検討とその評価；

中レベル廃棄物(核融合動力炉に起因する廃棄物のうち、低レベル廃棄物として浅地埋設処分できないもの)処分シナリオを検討し、処分施設のモデル化および環境影響の評価を行った。

7) 核分裂炉に起因する放射性廃棄物に係る評価；

核分裂炉に起因する放射性廃棄物に関するデータを調査・検討し、低レベル、中レベルおよび高レベル廃棄物の処分に伴う環境影響を評価した。

8) 放射性廃棄物の処分に係る経済性の評価；

放射性廃棄物の処分に係る費用解析モデルを検討し、核融合動力炉の5ケースならびに代表的な核分裂炉について廃棄物の処分費用を試算し、経済性の観点からの比較を試みた。

2. 核融合動力炉の構造材の放射化

2.1 放射化量の計算条件

2.1.1 計算体系とブランケット交換シナリオ

核融合動力炉の環境安全性等を評価するために、現在核融合動力炉の概念設計において検討されている5通りの主要構造材(Table 2.1.1)について、動力炉の運転に伴う放射化量を計算した。放射化量の計算には各ケースについて、それぞれFig. 2-1-1に示す一次元体系を設定した。5ケースのうち、SSTRとSSTR-316、2つのDREAM炉についてはそれぞれ同じ体系を用いた。

Table 2.1.1 核融合動力炉の主要構造材とブランケット交換シナリオ

検討ケース	ブランケット ^{a)} 交換シナリオ(交換までの運転期間)
SSTR ^{3), 4)} Reference (JAERI-M-91-081)	2年 : Inboard及びOutboardのそれぞれについて厚さ20cmまで(First wall~Back wall)の領域
SSTR-316 ⁴⁾ SSTRの主要構造材をSUS316に置換	20年 : その他の領域
SSTR2 ⁵⁾ TiAl金属間化合物/固気混相流冷却	2年 : Inboard及びOutboardのそれぞれについて厚さ30cmまで(First wall~Back wall(2))の領域
	20年 : その他の領域
DREAM ^{6), 7)} SiC Blanket/He冷却	2年 : CVD coated layer~Third breeding zoneまで(プラズマ中心からの距離が223~244cm)の領域
DREAM' SiCの不純物を考慮しない場合	20年 : その他の領域

注1) First wall(第1壁)等の領域名についてはFig. 2.1.1参照。

2.1.2 計算条件

(1) 中性子エネルギースペクトル

JSS TDL-295 中性子微細群構造ライブラリ⁸⁾をCONDENS Jコード⁹⁾で175群(VITAMIN-Jエネルギー群構造)に縮約し、さらにMACRO Jコード¹⁰⁾で自己遮蔽効果を考慮したANISN形式のマクロ定数を作成した。このマクロ定数を用いて、Fig. 2.1.1に示す各領域ごとの中性子エネルギースペクトルを計算した。計算条件は以下の通りである。中性子エネルギースペクトルの計算に使用した核融合炉構造材の原子組成(個数比)をTable 2.1.2に示す。

- 1) 計算コード : ANISN-JR
- 2) 計算条件 : P₉S₄、平板形状
- 3) 中性子エネルギー初期値 : 14 MeV

(2)放射化量の計算

領域ごとに求めた中性子エネルギースペクトルを用いて、核融合動力炉の運転に伴う主要構成材の放射化量を計算した。計算には多段中性子核反応計算が可能F I S P A C T 3を使用した。主な計算条件を以下に、また放射化量計算に使用した核融合炉材の原子組成(重量比)をTable 2.1.3に示す。

1)計算コード／ライブラリ : F I S P A C T - 3 / E A F - 3

2)中性子フラックス : 1.0 MW/m^2 ($4.08 \times 10^{14} \text{ n.cm}^{-2} \text{ sec}^{-1}$)

放射化データライブラリ作成のため、第1壁(First wall)の負荷として 1.0 MW/m^2 のフラックスを用い、その他の領域については構造材間の減衰を考慮した負荷を用いた。ただし、3章での廃棄物発生量の評価および4章での環境影響の評価に際しては、核融合動力炉の実際の負荷として第1壁(First wall)で 5.0 MW/m^2 相当の値に換算した放射化量を使用した。

3)構造材重量 : 1 ton

4)運転時間 : 2/20年(ブランケット交換シナリオに基づく)

5)冷却時間 : 10000年

(0, 1, 7, 30days; 0.5, 1, 10, 50, 100, 1000, 10000yearsについて計算)

1239.97	_____	Air
1215.17	_____	Helium can
1133.97	_____	SCM
1123.97	_____	Helium can
1070.0	_____	Thermal insulator
1065.0	_____	Back wall
985.0	-----	Outboard shield
980.0	_____	Front wall
948.0	_____	Support structure
943.0	_____	Back wall
919.5	_____	Permanent breeding zone
918.0	_____	Front wall
908.0	_____	Support structure
906.5	_____	Back wall
900.0	_____	Second breeding zone
899.5	_____	Partition wall
890.5	_____	Neutron multiplier
890.0	_____	Partition wall
889.5	_____	First breeding zone
888.0	_____	First wall
870.0	-----	Scrape-off layer
700.0	-----Plasma center-----	Plasma
530.0	-----	Plasma
512.0	_____	Scrape-off layer
510.5	_____	First wall
510.0	_____	First breeding zone
509.5	_____	Partition wall
500.5	_____	Neutron multiplier
500.0	_____	Partition wall
493.5	_____	Second breeding zone
492.0	_____	Back wall
490.5	_____	Front wall
467.0	-----	Permanent breeding zone
462.0	_____	Back wall
457.0	_____	Front wall
402.0	_____	Inboard shield
397.0	_____	Back wall
389.0	_____	Thermal insulator
307.8	_____	SCM
261.0	_____	Helium can
0.0	-----Torus center-----	Solenoid coil & center post

Fig. 2.1.1(1) 中性子計算のための1次元モデル (SSTR、SSTR-316)

1239.97	-----	Air
1215.17	-----	Helium can
1193.97	-----	SCM
1123.97	-----	Helium can
1070.0	-----	Thermal insulator
1065.0	-----	Back wall (1)
985.0	-----	Outboard shield
980.0	-----	Front wall (1)
948.0	-----	Support structure
943.0	-----	Back wall (2)
929.5	-----	Permanent breeding zone
928.0	-----	Front wall (2)
918.0	-----	Support structure
916.5	-----	Back wall (2)
900.0	-----	Second breeding zone
899.5	-----	Partition wall (1)
890.5	-----	Neutron multiplier
890.0	-----	Partition wall (2)
889.5	-----	First breeding zone
888.0	-----	First wall
870.0	-----	Scrape off layer
700.0	----- Plasma center -----	Plasma
530.0	-----	Plasma
512.0	-----	Scrape-off layer
510.5	-----	First wall
510.0	-----	First breeding zone
509.5	-----	Partition wall (1)
500.5	-----	Neutron multiplier
500.0	-----	Partition wall (2)
483.5	-----	Second breeding zone
482.0	-----	Back wall (2)
480.5	-----	Front wall (2)
467.0	-----	Permanent breeding zone
462.0	-----	Back wall (2)
457.0	-----	Front wall (1)
402.0	-----	Inboard shield
397.0	-----	Back wall (1)
389.0	-----	Thermal insulator
307.8	-----	SCM
261.0	-----	Helium can
0.0	----- Torus center -----	Solenoid coil & center post

Fig. 2.1.1(2) 中性子計算のための1次元モデル (SSTR2)

479.013	Air
476.533	He can
468.413	Super conducting magnet
463.016	Thermal insulator
453.016	Cryostat
253.016	Shield
252.816	CVD coated layer
244.016	Hot shield
238.366	Third breeding zone
233.466	Second breeding zone
228.016	First breeding zone
226.516	Cooling channel
224.516	Beryllium block layer
223.216	First wall
223.016	CVD coated layer
180.0	Scrape off layer
0.0	Plasma
0.0	Plasma center

Fig. 2.1.1(3) 中性子計算のための1次元モデル (DREAM)

Table 2.1.2(1) SSTRの中性子計算に用いた構造材の原子組成

Material	Element	Number Density (n/cm ³)	Material	Element	Number Density (n/cm ³)
Plasma	He	1.0×10^{13}	Thermal insulator	H	2.03×10^{22}
First wall	H	2.475×10^{22}		C	1.79×10^{22}
	O	1.236×10^{22}		N	1.95×10^{21}
	Cr	4.467×10^{21}		O	2.55×10^{22}
	Fe	4.914×10^{22}		Al	2.16×10^{21}
	W	3.263×10^{20}		Si	6.88×10^{21}
				Ca	2.30×10^{21}
First breeding zone	⁶ Li	3.584×10^{21}	SCM	H	3.857×10^{20}
	⁷ Li	4.473×10^{20}		He	2.502×10^{21}
	O	2.415×10^{22}		C	3.401×10^{20}
Partition wall	H	1.673×10^{22}		N	3.705×10^{19}
	O	8.35×10^{21}		O	4.845×10^{20}
	Cr	1.064×10^{21}		Al	4.104×10^{18}
	Fe	1.17×10^{22}		Si	1.307×10^{20}
	W	7.77×10^{19}		Ca	4.37×10^{19}
Neutron multiplier	Be	1.24×10^{22}		Ti	3.056×10^{21}
Second breeding zone	H	6.69×10^{21}		Cr	8.722×10^{21}
	⁶ Li	3.072×10^{21}		Fe	3.262×10^{22}
	⁷ Li	3.834×10^{20}		Ni	5.437×10^{21}
	O	2.404×10^{22}		Cu	9.983×10^{21}
	Cr	3.545×10^{20}		Nb	2.372×10^{21}
	Fe	3.90×10^{21}		Mo	4.728×10^{21}
	W	2.59×10^{19}		Sn	7.888×10^{20}
Inboard shield Front wall Back wall	H	1.004×10^{22}	Helium can (Be block)	Be	1.24×10^{22}
	O	5.01×10^{21}	Support structure	Cr	7.09×10^{20}
	Cr	6.027×10^{21}		Fe	7.80×10^{21}
	Fe	6.63×10^{22}		W	5.18×10^{19}
	W	4.403×10^{20}	Outboard shield	H	3.345×10^{22}
Permanent breeding zone	H	6.021×10^{21}		O	1.67×10^{22}
	⁶ Li	3.072×10^{21}		Cr	3.545×10^{21}
	⁷ Li	3.834×10^{20}		Fe	3.90×10^{22}
	O	2.371×10^{22}		W	2.59×10^{20}
	Cr	2.836×10^{20}	Air	-	-
	Fe	3.12×10^{21}		N	4.22×10^{19}
	W	2.072×10^{19}		O	1.17×10^{19}

Table 2.1.2(2) SSTR-316の中性子計算に用いた構造材の原子組成

Material	Element	Number Density (n/cm ³)	Material	Element	Number Density (n/cm ³)
Plasma	He	1.0×10^{19}	Permanent breeding zone	H	6.021×10^{21}
First wall	H	2.475×10^{22}		⁶ Li	3.072×10^{21}
	O	1.236×10^{22}		⁷ Li	3.834×10^{22}
	Cr	9.954×10^{21}		O	2.371×10^{22}
	Fe	3.723×10^{22}		Cr	6.32×10^{20}
	Ni	6.206×10^{21}		Fe	2.364×10^{21}
	Mo	7.938×10^{20}		Ni	3.94×10^{20}
				Mo	5.04×10^{19}
First breeding zone	⁶ Li	3.584×10^{21}	Thermal insulator	H	2.03×10^{22}
	⁷ Li	4.473×10^{22}		C	1.79×10^{22}
	O	2.415×10^{22}		N	1.95×10^{21}
Partition wall	H	1.673×10^{22}		O	2.55×10^{22}
	O	8.35×10^{21}		Al	2.16×10^{21}
	Cr	2.37×10^{21}		Si	6.88×10^{21}
	Fe	8.865×10^{21}		Ca	2.30×10^{21}
	Ni	1.478×10^{21}	SCM	H	3.857×10^{20}
	Mo	1.89×10^{20}		He	2.502×10^{21}
n-multiplier	Be	1.24×10^{23}		C	3.401×10^{20}
Second breeding zone	H	6.69×10^{21}		N	3.705×10^{19}
	⁶ Li	3.072×10^{21}		O	4.845×10^{20}
	⁷ Li	3.834×10^{22}		Al	4.104×10^{19}
	O	2.404×10^{22}		Si	1.307×10^{20}
	Cr	7.90×10^{20}		Ca	4.37×10^{18}
	Fe	2.955×10^{21}		Ti	3.056×10^{21}
	Ni	4.925×10^{20}		Cr	8.722×10^{21}
	Mo	6.30×10^{19}		Fe	3.262×10^{22}
Inboard shield Front wall Back wall	H	1.004×10^{22}		Ni	5.437×10^{21}
	O	5.01×10^{21}		Cu	9.983×10^{21}
	Cr	1.343×10^{22}		Nb	2.372×10^{21}
	Fe	5.024×10^{22}		Mo	4.728×10^{21}
	Ni	8.373×10^{21}		Sn	7.888×10^{20}
	Mo	1.071×10^{21}	Helium can (Be block)	Be	1.24×10^{21}
Outboard shield	H	3.345×10^{22}	Support structure	Cr	1.58×10^{21}
	O	1.67×10^{22}		Fe	5.91×10^{21}
	Cr	7.90×10^{21}		Ni	9.85×10^{20}
	Fe	2.955×10^{22}		Mo	1.26×10^{20}
	Ni	4.925×10^{21}	Air	N	4.22×10^{19}
	Mo	6.30×10^{20}		O	1.17×10^{19}

Table 2.1.2(3) SSTR2 の中性子計算に用いた構造材の原子組成

Material	Element	Number Density (n/cm ³)	Material	Element	Number Density (n/cm ³)
Plasma	H e	1.0×10^{12}	Thermal insulator	H	2.03×10^{22}
First wall Front wall(2) Back wall(2)	Al	3.017×10^{22}		C	1.79×10^{22}
	Ti	3.017×10^{22}		N	1.95×10^{21}
First breeding zone				O	2.55×10^{22}
				Al	2.16×10^{21}
				Si	6.88×10^{21}
Partition wall (1)	⁶ Li	3.584×10^{21}	SCM	Ca	2.30×10^{21}
	⁷ Li	4.473×10^{22}		H	3.857×10^{20}
	O	2.415×10^{22}		He	2.502×10^{21}
	H	1.673×10^{22}		C	3.401×10^{20}
Partition wall (2)	O	8.35×10^{21}		N	3.705×10^{19}
	Cr	1.064×10^{21}		O	4.845×10^{20}
	Fe	1.17×10^{22}		Al	4.104×10^{19}
	W	7.77×10^{19}		Si	1.307×10^{20}
Neutron multiplier				Ca	4.37×10^{19}
	⁶ Li	9.267×10^{20}		Ti	3.056×10^{21}
	⁷ Li	1.157×10^{22}		Cr	8.722×10^{21}
	O	6.245×10^{21}		Fe	3.262×10^{22}
	Al	7.584×10^{21}		Ni	5.437×10^{21}
Second breeding zone	Ti	7.584×10^{21}		Cu	9.983×10^{21}
				Nb	2.372×10^{21}
				Mo	4.728×10^{21}
				Sn	7.888×10^{20}
Permanent breeding zone			Helium can (Be block)	Be	1.24×10^{23}
	H	6.69×10^{21}			
	⁶ Li	3.072×10^{21}			
	⁷ Li	3.834×10^{22}	Support structure	Cr	7.09×10^{20}
	O	2.404×10^{22}		Fe	7.80×10^{21}
	Cr	3.545×10^{20}		W	5.18×10^{19}
	Fe	3.90×10^{21}	Outboard shield	H	3.345×10^{22}
	W	2.59×10^{19}		O	1.67×10^{22}
Inboard shield Front wall(1) Back wall(1)	Al	7.584×10^{21}		Cr	3.545×10^{21}
	Ti	7.584×10^{21}		Fe	3.90×10^{22}
	Fe	6.230×10^{22}		W	2.59×10^{20}
			Air		
	H	1.004×10^{22}		N	4.22×10^{19}
	O	5.01×10^{21}		O	1.17×10^{19}
	Cr	6.027×10^{21}			
	Fe	6.63×10^{22}			
	W	4.403×10^{20}			

Table 2.1.2(4) D R E A M 炉の中性子計算に用いた構造材の原子組成

Material	Element	Number Density (n/cm ³)	Material	Element	Number Density (n/cm ³)
Plasma	D	1.0×10^{12}	Cryostat	Cr	1.575×10^{22}
CVD coated layer	C	4.666×10^{22}		Fe	5.909×10^{22}
	Si	4.666×10^{22}		Ni	9.848×10^{21}
				Mo	1.255×10^{21}
First wall	Be	8.310×10^{20}	Thermal insulator	H	2.030×10^{22}
	C	1.851×10^{22}		C	1.790×10^{22}
	Si	1.851×10^{22}		N	1.950×10^{21}
Beryllium block layer	Be	9.800×10^{22}		O	2.550×10^{22}
	C	2.533×10^{21}		Al	2.160×10^{21}
	Si	2.533×10^{21}		Si	6.880×10^{21}
				Ca	2.300×10^{21}
Cooling channel	Be	9.430×10^{20}	Super conducting magnet	H	3.857×10^{20}
	C	2.101×10^{22}		He	2.502×10^{21}
	Si	2.101×10^{22}		C	3.401×10^{20}
First breeding zone	⁶ Li	2.509×10^{20}		N	3.705×10^{19}
	⁷ Li	3.131×10^{21}		O	4.845×10^{20}
	Be	1.361×10^{21}		Al	4.104×10^{19}
	C	3.032×10^{22}		Si	1.307×10^{20}
	O	1.691×10^{21}		Ca	4.370×10^{18}
	Si	3.032×10^{22}		Ti	3.056×10^{21}
Second breeding zone	⁶ Li	3.328×10^{20}		Cr	8.694×10^{21}
	⁷ Li	4.154×10^{21}		Fe	3.262×10^{22}
	Be	1.286×10^{21}		Ni	5.436×10^{21}
	C	2.865×10^{22}		Cu	9.985×10^{21}
	O	2.243×10^{21}		Nb	2.372×10^{21}
	Si	2.865×10^{22}		Mo	4.725×10^{21}
Third breeding zone	⁶ Li	4.608×10^{20}		Sn	7.888×10^{20}
	⁷ Li	5.751×10^{21}	He can	Cr	1.575×10^{22}
	Be	1.221×10^{21}		Fe	5.909×10^{22}
	C	2.719×10^{22}		Ni	9.848×10^{21}
	O	3.105×10^{21}	Air	Mo	1.255×10^{21}
	Si	2.719×10^{22}		N	4.22×10^{19}
Shield Hot shield	Be	1.338×10^{21}		O	1.17×10^{19}
	C	2.980×10^{22}			
	Si	2.980×10^{22}			

Table 2.1.3(1) SSTRの放射化量計算に用いた構造材の組成

[ρ : g/cm³, 組成 : weight-%]

元素	First wall ρ -5.4070	Partition wall ρ 1.4492	Second breeding zone ρ -1.5270	Inboard shield Front/Back wall ρ -6.9462	Permanent breeding zone ρ -1.4370	Superconducting magnet ρ -6.9661	Support structure ρ -0.7996	Outboard shield ρ -4.4975
H	7.6625E-01	1.9317E+00	7.3333E-01	2.4181E+01	7.0131E-01	9.2675E-03 2.3876E-01		1.2449E+00
He								
Li			3.1258E+01		3.3215E+01			
B	3.1794E-03	2.8244E-03	8.9351E-04	3.3391E-03	7.5956E-04		3.4128E-03	3.0336E-03
C	8.6681E-02	7.7003E-02	2.4360E-02	9.1036E-02	2.0708E-02	1.4165E-01	9.3044E-02	8.2707E-02
N	1.7696E-03	1.5721E-03	4.9733E-04	1.8585E-03	4.2276E-04	1.8694E-02	1.8995E-03	1.6885E-03
O	6.0722E+00	1.5308E+01	4.1827E+01	1.9162E+00	4.3828E+01	1.8478E-01		9.8650E+00
Al	9.3445E-03	8.3012E-03	2.6261E-03	9.8139E-03	2.2324E-03	2.6396E-02	1.0030E-02	8.9160E-03
Si	8.3683E-02	7.4340E-02	2.3518E-02	8.7887E-02	1.9992E-02	1.1237E+00	8.9826E-02	7.9846E-02
P	4.6624E-03	4.1418E-03	1.3103E-03	4.8966E-03	1.1138E-03	1.6441E-02	5.0046E-03	4.4486E-03
S	9.3057E-04	8.2667E-04	2.6152E-04	9.7732E-04	2.2231E-04	7.5903E-03 4.1749E-02	9.9888E-04	8.8790E-04
Ca						3.4883E+00		
Ti	4.6595E-03	4.1393E-03	1.3095E-03	4.8936E-03	1.1132E-03		5.0016E-03	4.4459E-03
V	1.6755E-01	1.4885E-01	4.7088E-02	1.7597E-01	4.0028E-02		1.7985E-01	1.5987E-01
Cr	7.1327E+00	6.3363E+00	2.0045E+00	7.4910E+00	1.7040E+00	1.0523E+01	7.6562E+00	6.8056E+00
Mn	4.5706E-01	4.0603E-01	1.2845E-01	4.8003E-01	1.0919E-01	1.2014E+00	4.9061E-01	4.3611E-01
Fe	8.3308E+01	7.4007E+01	2.3412E+01	8.7493E+01	1.9902E+01	4.1409E+01	8.9423E+01	7.9488E+01
Ni	9.3232E-03	8.2823E-03	2.6201E-03	9.7916E-03	2.2273E-03	8.1170E+00	1.0008E-02	8.8958E-03
Co	4.6636E-03	4.1429E-03	1.3106E-03	4.8979E-03	1.1141E-03	1.7704E-01	5.0059E-03	4.4497E-03
Cu						1.5122E+01		
Nb	6.5251E-05	5.7966E-05	1.8338E-05	6.8529E-05	1.5588E-05	5.2536E+00	7.0041E-05	6.2259E-05
Mo	9.3175E-03	8.2772E-03	2.6185E-03	9.7856E-03	2.2259E-03	1.0668E+01	1.0001E-02	8.8903E-03
Sn						2.2321E+00		
Ta	3.5360E-02	3.1412E-02	9.9372E-03	3.7136E-02	8.4474E-03		3.7955E-02	3.3738E-02
W	1.8426E+00	1.6369E+00	5.1782E-01	1.9351E+00	4.4019E-01		1.9778E+00	1.7581E+00
元素	First breeding zone ρ -1.1985	n multiplier He can ρ -1.8557	Thermal insulator ρ -1.6845					
H			2.0171E+00					
Li								
Be	4.6464E+01	1.0000E+02						
C			2.1194E+01					
N			2.6924E+00					
O	5.3536E+01		4.0217E+01					
Al			5.7450E+00					
Si			1.9048E+01					
Ca			9.0867E+00					

Table 2.1.3(2) SSTR-316の放射化量計算に用いた構造材の組成

[ρ : g/cm³, 組成 : weight-%]

元素	First wall $\rho=5.4569$	Partition wall $\rho=1.4611$	Second breeding zone $\rho=1.5309$	Inboard shield Front/Back wall $\rho=7.0135$	Permanent breeding zone $\rho=1.4402$	Superconducting magnet $\rho=6.9661$	Support structure $\rho=0.8075$	Outboard shield $\rho=4.5371$
H	7.5925E-01	1.9160E+00	7.3143E-01	2.3949E-01	6.9976E-01	9.2675E-03		1.2340E+00
He			3.1177E+01		3.3142E+01	2.3876E-01		
Li								
B								
C	6.4497E-02	5.7355E-02	1.8246E-02	6.7706E-02	1.5516E-02	1.4165E-01	6.9185E-02	6.1566E-02
N	9.2130E-03	8.1928E-03	2.6063E-03	9.6715E-03	2.2164E-03	1.8694E-02	9.8827E-03	8.7943E-03
O	6.0166E+00	1.5183E+01	4.1719E+01	1.8978E+00	4.3731E+01	1.8478E-01		9.7789E+00
Al						2.6396E-02		
Si	1.5098E+00	1.3426E+00	4.2710E-01	1.5849E+00	3.6321E-01	1.1237E+00	1.6195E+00	1.4411E+00
P	2.3954E-02	2.1301E-02	6.7764E-03	2.5146E-02	5.7626E-03	1.6441E-02	2.5695E-02	2.2865E-02
S	1.1059E-02	9.8340E-03	3.1284E-03	1.1609E-02	2.6604E-03	7.5903E-03	1.1862E-02	1.0556E-02
Ca						4.1749E-02		
Ti						3.4883E+00		
V								
Cr	1.5331E+01	1.3633E+01	4.3370E+00	1.6094E+01	3.6882E+00	1.0623E+01	1.6445E+01	1.4634E+01
Mn	1.7505E+00	1.5566E+00	4.9519E-01	1.8375E+00	4.2111E-01	1.2014E+00	1.8777E+00	1.6709E+00
Fe	6.0331E+01	5.3650E+01	1.7067E+01	6.3333E+01	1.4514E+01	4.1409E+01	6.4716E+01	5.7589E+01
Ni	1.1826E+01	1.0516E+01	3.3455E+00	1.2414E+01	2.8450E+00	8.1170E+00	1.2686E+01	1.1288E+01
Co	2.5794E-01	2.2937E-01	7.2968E-02	2.7077E-01	6.2052E-02	1.7704E-01	2.7668E-01	2.4621E-01
Cu						1.5122E+01		
Nb						5.2536E+00		
Mo	2.1095E+00	1.8759E+00	5.9675E-01	2.2144E+00	5.0748E-01	1.0668E+01	2.2628E+00	2.0136E+00
Sn						2.2321E+00		
Ta								
W								
元素	First breeding zone $\rho=1.1985$	n multiplier He can $\rho=1.8557$	Thermal insulator $\rho=1.6845$					
H	4.6464E+01		2.0171E+00					
Li		1.0000E+02						
Be								
C			2.1194E+01					
N			2.6924E+00					
O	5.3536E+01		4.0217E+01					
Al			5.7450E+00					
Si			1.9048E+01					
Ca			9.0867E+00					

Table 2.1.3(3) SSTR 2の放射化量計算に用いた構造材の組成

[ρ : g/cm³, 組成 : weight %]

元素	First wall Front/Back2 ρ 3.7504	Partition wall (1) ρ 1.4492	Second breeding zone ρ 1.5270	Inboard shield Front/Back1 ρ 6.9462	Permanent breeding zone ρ 6.7202	Superconducting magnet ρ 6.9661	Support structure ρ 0.7996	Outboard shield ρ 4.4975
H		1.9317E+00	7.3333E-01	2.4181E-01		9.2675E-03		1.2449E+00
He						2.3876E-01		
Li			3.1258E+01					
B		2.8244E-03	8.9351E-04	3.3391E-03			3.4128E-03	3.0336E-03
C		7.7003E-02	2.4360E-02	9.1036E-02		1.4165E-01	9.3044E-02	8.2707E-02
N		1.5721E-03	4.9733E-04	1.8585E-03		1.8694E-02	1.8995E-03	1.6885E-03
O		1.5908E+01	4.1827E+01	1.9162E+00		1.8478E-01		9.8650E+00
Al	3.6043E+01	8.3012E-03	2.6261E-03	9.8139E-03	5.0563E+00	2.6396E-02	1.0030E-02	8.9160E-03
Si		7.4340E-02	2.3518E-02	8.7887E-02		1.1237E+00	8.9826E-02	7.9846E-02
P		4.1418E-03	1.3103E-03	4.8966E-03		1.6441E-02	5.0046E-03	4.4486E-03
S		8.2667E-04	2.6152E-04	9.7732E-04		7.5903E-03	9.9888E-04	8.8790E-04
Ca						4.1749E-02		
Ti	6.3957E+01	4.1393E-03	1.3095E-03	4.8936E-03	8.9723E+00	3.4883E+00	5.0016E-03	4.4459E-03
V		1.4885E-01	4.7088E-02	1.7597E-01			1.7985E-01	1.5987E-01
Cr		6.3363E+00	2.0045E+00	7.4910E+00		1.0523E+01	7.6562E+00	6.8056E+00
Mn		4.0603E-01	1.2845E-01	4.8003E-01		1.2014E+00	4.9061E-01	4.3611E-01
Fe		7.4007E+01	2.3412E+01	8.7493E+01	8.5971E+01	4.1409E+01	8.9423E+01	7.9488E+01
Ni		8.2823E-03	2.6201E-03	9.7916E-03		8.1170E+00	1.0008E-02	8.8958E-03
Co		4.1429E-03	1.3106E-03	4.8979E-03		1.7704E-01	5.0059E-03	4.4497E-03
Cu						1.5122E+01		
Nb		5.7966E-05	1.8338E-05	6.8529E-05		5.2536E+00	7.0041E-05	6.2259E-05
Mo		8.2772E-03	2.6185E-03	9.7856E-03		1.0668E+01	1.0001E-02	8.8903E-03
Sn						2.2321E+00		
Ta		3.1412E-02	9.9372E-03	3.7136E-02			3.7955E-02	3.3738E-02
W		1.6369E+00	5.1782E-01	1.9351E+00			1.9778E+00	1.7581E+00
元素	First breeding zone ρ 1.1985	Neutron multiplier ρ 1.0095	Thermal insulator ρ 1.6845	Partition wall (2) ρ 1.2527	Helium can (Be block) ρ 1.8557			
H			2.0171E+00					
Li	4.6464E+01			1.1498E-01				
Be		1.0000E-02			1.0000E-02			
B			2.1194E+01					
C			2.6824E+00					
N			4.0217E+01	1.3245E-01				
O	5.3536E+01		5.7450E+00	2.7125E-01				
Al			1.9048E+01					
Si			9.0867E+00					
Ca								
Ti				4.8133E+01				

Table 2.1.3(4) D R E A M 炉の放射化量計算に用いた構造材の組成

[ρ : g/cm³, 組成 : weight-%]

元素	CVD coated layer $\rho=3.0967$	First wall $\rho=1.2412$	Beryllium block layer $\rho=1.5615$	Cooling channel $\rho=1.4086$	First breeding zone $\rho=2.0862$	Second breeding zone $\rho=1.9910$	Third breeding zone $\rho=1.9209$	Shield Hot shield $\rho=1.9980$
H								
He								
Li								
Be		1.0019E+00	8.9233E+01	1.0019E+00	1.1872E+00 9.7628E-01	1.6498E+00 9.6660E-01	2.3682E+00 9.5122E-01	1.0019E+00
B								
C	3.0132E+01	2.9830E+01	3.2441E+00	2.9830E+01	2.9073E+01	2.8770E+01	2.8314E+01	2.9830E+01
N	6.2066E-02	6.1444E-02	6.6822E-03	6.1443E-02	5.9869E-02	5.9274E-02	5.8312E-02	6.1442E-02
O	3.9842E+00	3.9442E+00	4.2895E-01	3.9441E+00	5.2110E+00	5.7057E+00	6.4713E+00	3.9442E+00
Na	1.1512E-03	1.1397E-03	1.2395E-04	1.1397E-03	1.1106E-03	1.0992E-03	1.0817E-03	1.1397E-03
Al	2.5027E-03	2.4775E-03	2.6944E-04	2.4775E-03	2.4139E-03	2.3898E-03	2.3511E-03	2.4775E-03
Si	6.5770E+01	6.5111E+01	7.0813E+00	6.5111E+01	6.3443E+01	6.2799E+01	6.1788E+01	6.5111E+01
P								
S								
Cl	3.0834E-02	3.0524E-02	3.3196E-03	3.0524E-02	2.9743E-02	2.9444E-02	2.8970E-02	3.0523E-02
Ca								
K	8.0085E-04	7.9281E-04	8.6223E-05	7.9280E-04	7.7272E-04	7.6467E-04	7.5235E-04	7.9282E-04
Ti	8.0084E-04	7.9278E-04	8.6223E-05	7.9281E-04	7.7247E-04	7.6468E-04	7.5244E-04	7.9279E-04
V								
Cr	3.0032E-07	2.9731E-07	3.2334E-08	2.9731E-07	2.8971E-07	2.8678E-07	2.8218E-07	2.9731E-07
Mn	2.8831E-04	2.8541E-04	3.1040E-05	2.8541E-04	2.7811E-04	2.7533E-04	2.7089E-04	2.8541E-04
Fe	1.3014E-02	1.2883E-02	1.4011E-03	1.2883E-02	1.2553E-02	1.2427E-02	1.2228E-02	1.2883E-02
Ni	1.8019E-03	1.7839E-03	1.9400E-04	1.7838E-03	1.7383E-03	1.7206E-03	1.6931E-03	1.7838E-03
Co	8.8093E-06	8.7208E-06	9.4844E-07	8.7207E-06	8.4997E-06	8.4147E-06	8.2784E-06	8.7210E-06
Cu	3.2535E-04	3.2208E-04	3.5028E-05	3.2208E-04	3.1384E-04	3.1067E-04	3.0569E-04	3.2208E-04
Zn	3.7740E-04	3.7361E-04	4.0632E-05	3.7361E-04	3.6405E-04	3.6041E-04	3.5462E-04	3.7361E-04
As	1.4015E-06	1.3874E-06	1.5089E-07	1.3874E-06	1.3519E-06	1.3384E-06	1.3167E-06	1.3874E-06
Sb								
Nb								
Mo								
Sn								
Sb	5.3056E-06	5.2524E-06	5.7122E-07	5.2524E-06	5.1180E-06	5.0662E-06	4.9847E-06	5.2524E-06
La	1.0011E-06	9.9100E-07	1.0778E-07	9.9100E-07	9.6565E-07	9.5587E-07	9.4055E-07	9.9099E-07
Ta								
W	4.8852E-05	4.8363E-05	5.2597E-06	4.8363E-05	4.7120E-05	4.6644E-05	4.5898E-05	4.8361E-05
Au	5.5860E-02	5.5300E-02	6.0141E-03	5.5299E-02	5.3884E-02	5.3339E-02	5.2476E-02	5.5299E-02
Pb	4.1344E-05	4.0929E-05	4.4512E-06	4.0928E-05	3.9881E-05	3.9473E-05	3.8853E-05	4.0928E-05

* Cryostat, Beryllium can, Thermal insulator, Super conducting magnet については Table 2.1.3(5) に示す値と同じ。

Table 2.1.3(5) DREAM炉(不純物を考慮しない場合)の放射化量計算に用いた構造材の組成

[ρ : g/cm³, 組成: weight %]

元素	First wall ρ 1.2449	First breeding zone ρ 2.0926	Second breeding zone ρ 1.9972	Third breeding zone ρ 1.9267	Beryllium block layer ρ 1.5621	Shield Hot shield ρ 2.0042	Superconducting magnet ρ 6.9248	Cryostat Helium can ρ 7.9994
H							9.3227E-03	
He							2.4014E-01	
Li		1.1834E+00	1.6446E+00	2.3609E+00				
Be	9.9898E-01	9.7333E-01	9.6347E-01	9.4805E-01	8.9203E+01	9.9908E-01		
B								
C	2.9656E+01	2.8901E+01	2.8606E+01	2.8149E+01	3.2342E+00	2.9656E+01	9.7955E-02	
N							1.2444E-02	
O		1.3636E+00	1.8949E+00	2.7201E+00			1.8588E-01	
Al							2.6553E-02	
Si	6.9345E+01	6.7579E+01	6.6891E+01	6.5822E+01	7.5626E+00	6.9345E+01	8.8023E-02	
P								
S								
Ca							4.1998E-02	
Ti							3.5086E+00	
V								
Cr							1.0840E+01	1.7000E+01
Mn								
Fe							4.3684E+01	6.8502E+01
Ni							7.6508E+00	1.1999E+01
Co								
Cu							1.5215E+01	
Nb							5.2845E+00	
Mo							1.0869E+01	2.4992E+00
Sn							2.2454E+00	
元素	Thermal insulator ρ 1.6845	CVD coated layer ρ 3.1067	Cooling channel ρ 1.4130					
Li	2.0171E+00							
Be								
C	2.1194E+01	2.9955E+01	9.9873E-01					
N	2.6924E+00		2.9656E+01					
O	4.0217E+01							
Al	5.7450E+00							
Si	1.9048E+01	7.0045E-01	6.9345E-01					
Ca	9.0867E+00							

2.2 計算結果

(1) 体系内の線量率／発熱量

各体系について計算した体系内の線量率分布をFig. 2.2.1に、発熱量分布をFig. 2.2.2に示す。また、第1壁、トリチウム増殖領域、遮蔽体のいわゆる主要コンポーネント（以下、「First wall」、「First breeding zone」、「Second breeding zone」、「Permanent(Third) breeding zone」および「Shield(Vacuum vessel)」と記す）における表面線量率および発熱量の時間変化の様子をTable 2.2.1～2.2.2およびFig. 2.2.3～2.2.4にそれぞれ示す。図にはD(表面線量率)およびH(単位体積当たりの崩壊熱)による放射性廃棄物のおおまかな区分の目安としてP. ROCCOらが提案している^{(1)・(2)}以下の値も記してある。

H L W(High Level Waste) : $D > 20 \text{ mSv/hour}$ 、 $H > 10 \text{ W/m}^3$

L L W(Low Level Waste) : $D < 2 \text{ mSv/hour}$ 、 $H < 1 \text{ W/m}^3$

H O R(Hands on Recycling) : $D < 25 \mu \text{ Sv/hour}$

これらの結果から、P. ROCCOらの区分案を採用する場合には、核融合動力炉の運転に伴う構造材の放射化によって発生する放射性廃棄物について、以下の事項が確認できる。

- 1) S S T Rの場合、50年冷却ではShield以外の主要コンポーネントが高レベル放射性廃棄物(以下、「H L W」と記す)に区分されるが、100年冷却ではFirst breeding zoneが発熱量の点からは中レベル放射性廃棄物(低レベル放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物の間に区分される廃棄物: 以下、「M L W」と記す)に区分される以外は、全て低レベル放射性廃棄物(以下、「L L W」と記す)に区分される。
- 2) S S T R-316の場合、表面線量率・発熱量ともにS S T Rに比べ高い値を示しているが、100年冷却でH L Wに区分されるものはない。
- 3) S S T R 2では、多くの構造材において50年冷却で表面線量率・発熱量ともにS S T RやS S T R-316に比して低い値であるが、100年冷却でもFirst wallとFirst breeding zoneはM L Wとして区分する必要がある。
- 4) D R E A M炉では、表面線量率の観点からは50年冷却ですべての構造材がL L Wに区分できる。高発熱量のBreeding zoneにおいても100年冷却後にはL L Wに区分できる。
- 5) D R E A M炉の構造材に含まれる不純物の放射化の影響は50～100年冷却時点ではほとんど見られない。

核融合動力炉の運転によって発生する放射性廃棄物をP. ROCCOらの区分案に従って処理処分の観点からおおまかに分類した結果をTable 2.2.3に示す。

(2) 放射能／経口摂取被ばく線量の時間変化

第1壁(First wall)における放射能と経口摂取被ばく線量(Ingestion Dose)の時間変化の様子をFig. 2.2.5～2.2.6に示す。図には、50年冷却時点における放射能あるいは経口摂取被ばく線量に対し、³H以外の核種の中で、寄与の大きな上位6核種(D R E A Mについては4核種)を示してある。

50～100年冷却の時点では、放射能、経口摂取被ばく線量ともに1～2核種の占める割合が全体の100%近くに達しており、L L Wとしての放射性廃棄物の処分に際して、一般環境への影響を評価する場合には、これらの寄与の大きな核種(以下、「Dominant Nuclides」と記す)についての検討が重要となる。

参考のために、炉停止直後、50年冷却、100年冷却の時点におけるDominant NuclidesをTable 2.2 4に示す。

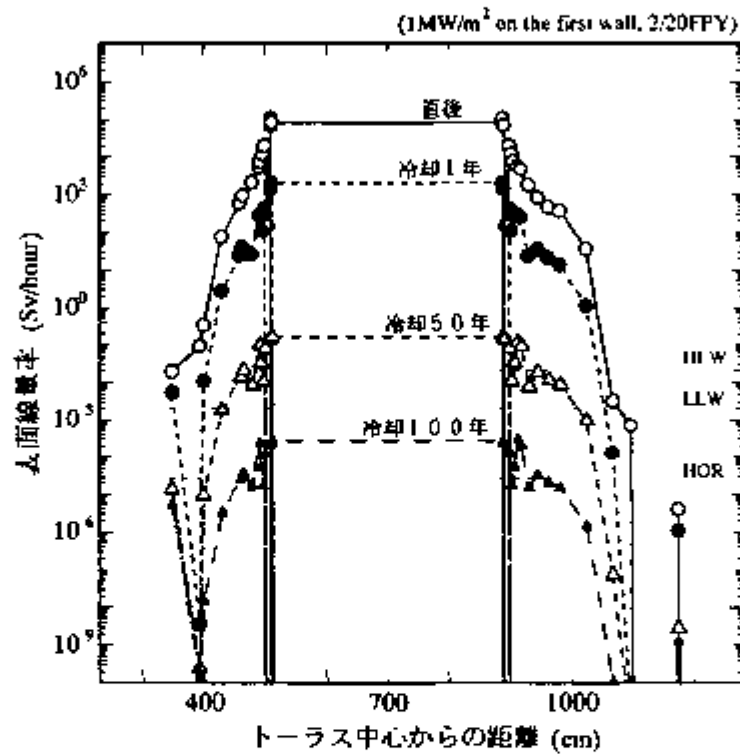


Fig.2.2.1 (1) 表面線量率分布- S S T R

III W、LLW、HORはP Roccaらの提案する区分目安値

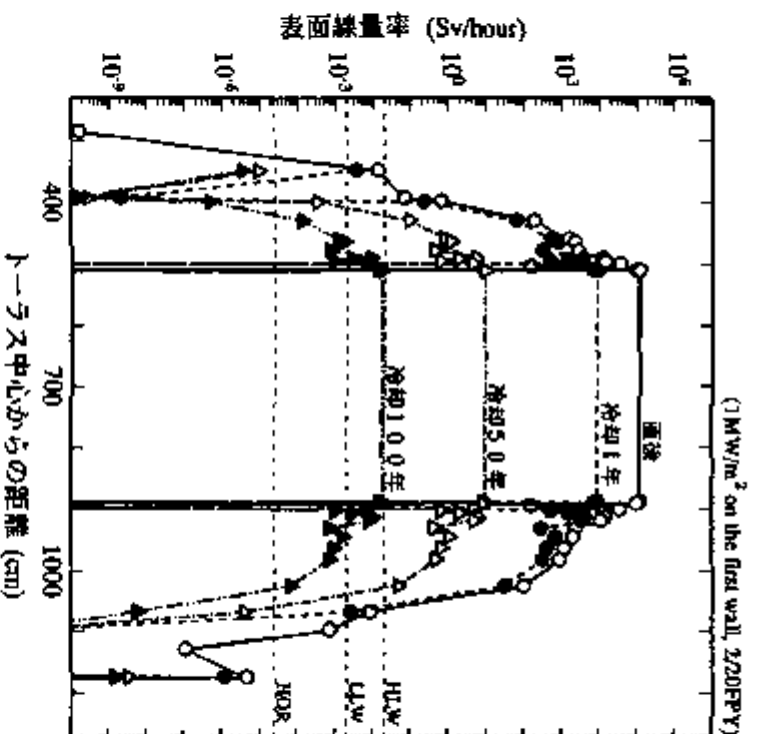


Fig.2.2.1(2) 表面線量率分布-SSTR-316
HLW, LLW, HORはF.Roomらの調査する区分目安値

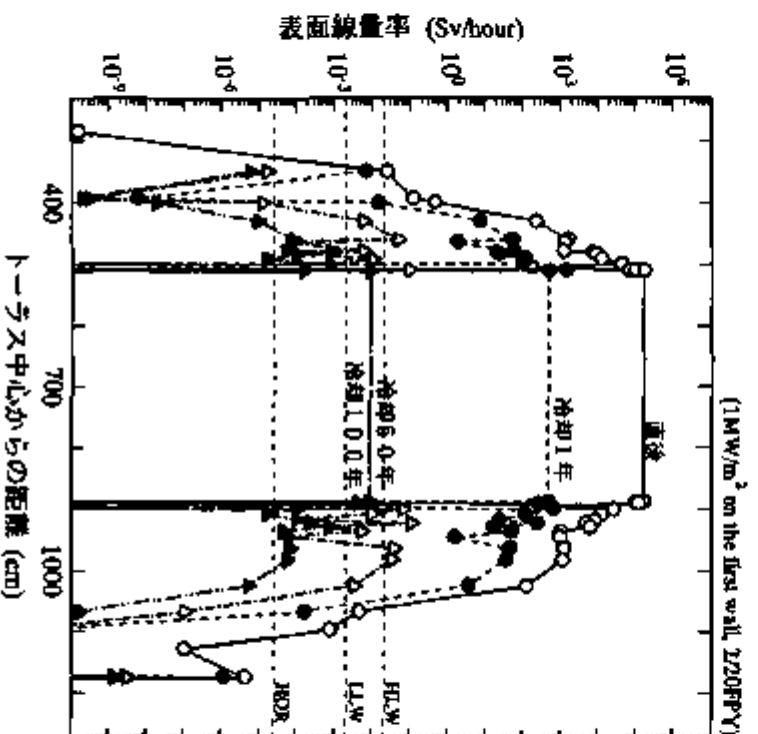


Fig.2.2.1(3) 表面線量率分布-SSTR-2
HLW, LLW, HORはF.Roomらの調査する区分目安値

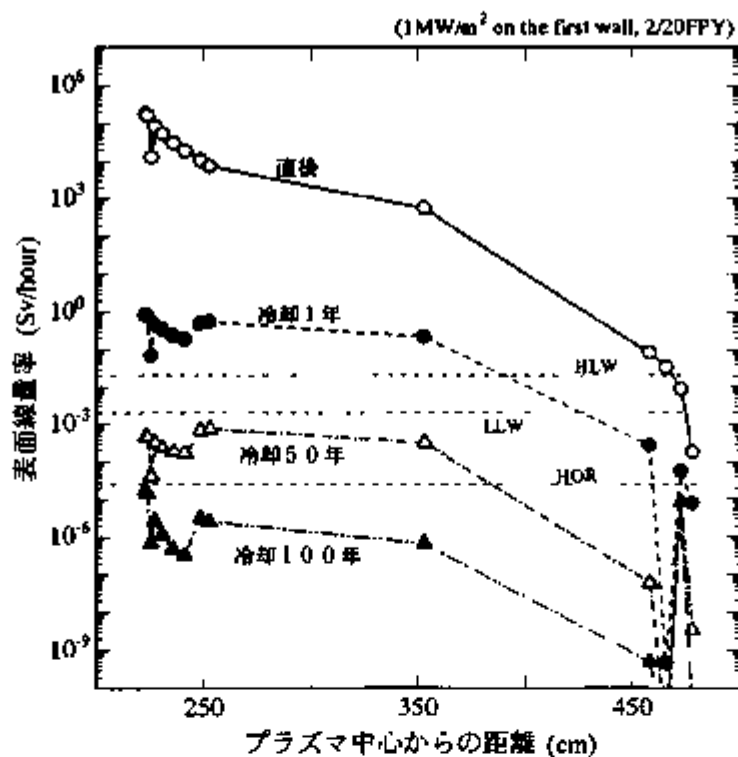


Fig.2.2.1(4) 表面線量率分布- DREAM

HLW、LLW、HORはP Roccaらの提案する区分目安値

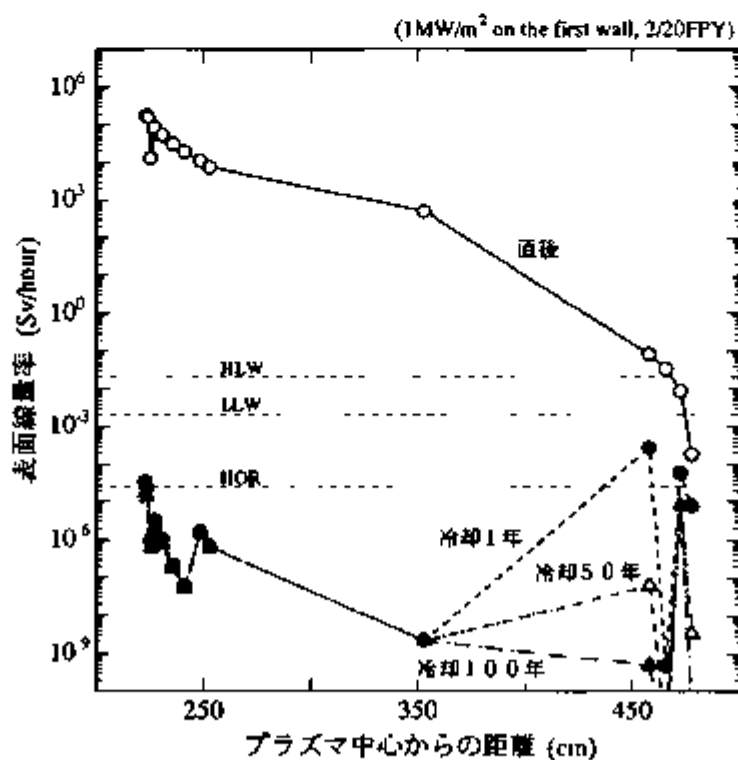


Fig.2.2.1(5) 表面線量率分布- DREAM

HLW、LLW、HORはP Roccaらの提案する区分目安値

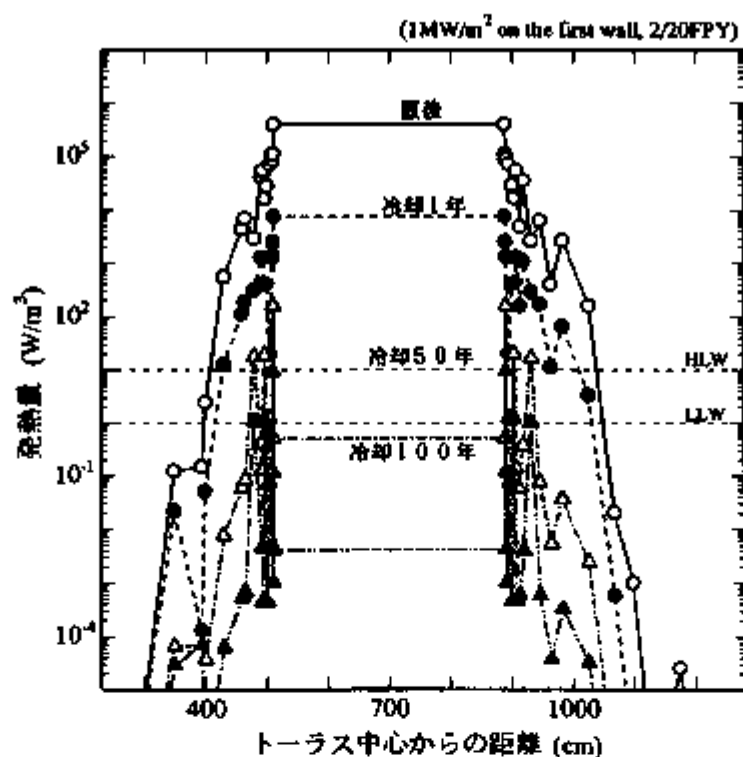


Fig.2.2.2(1) 発熱量分布-SSTR

HLW、LLWはP.Reccoらの提案する区分目安値

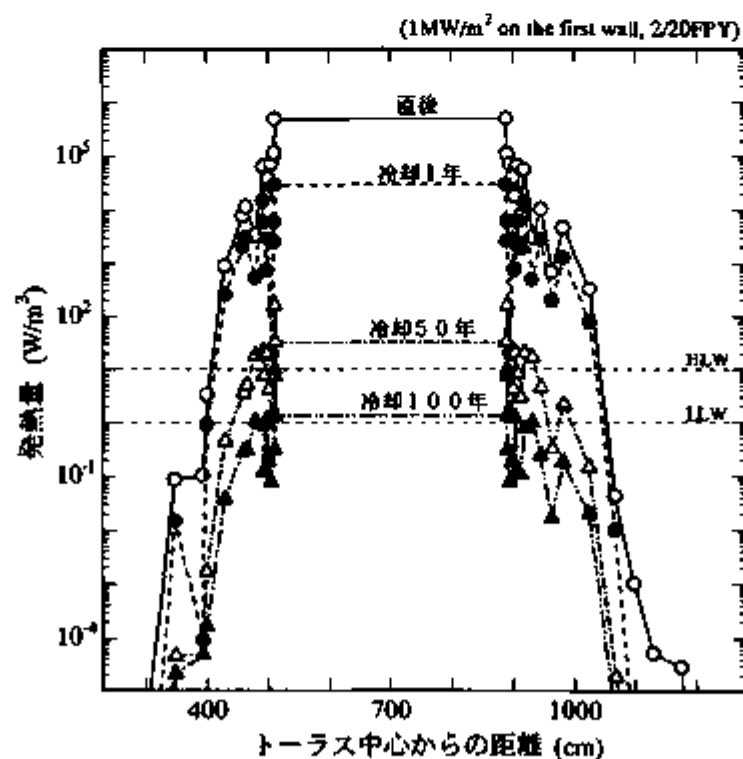


Fig.2.2.2(2) 発熱量分布-SSTR-316

HLW、LLWはP.Reccoらの提案する区分目安値

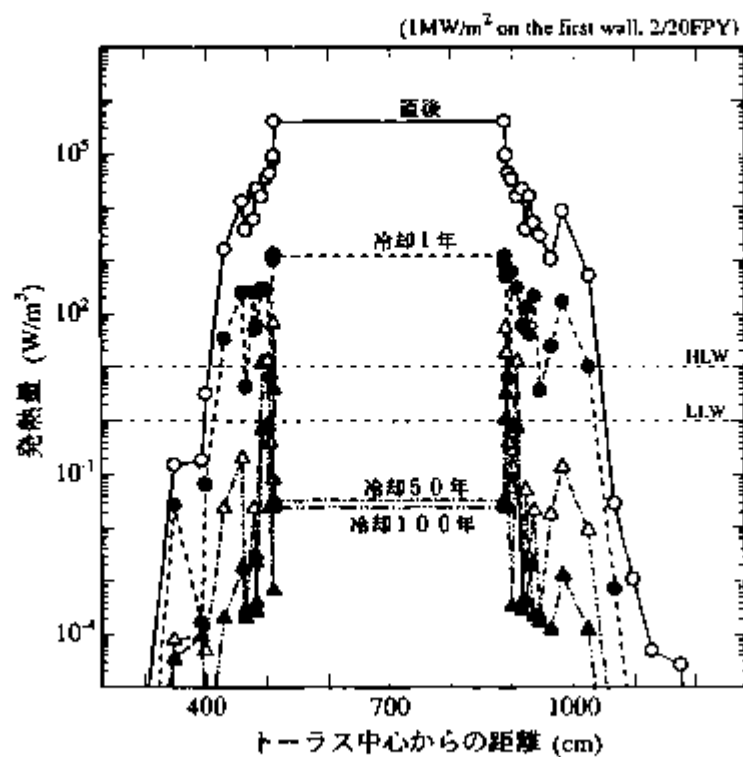


Fig.2.2.2(3) 発熱量分布 - SSTR 2

HLW、LLWはP.Roccoらの提案する区分目安値

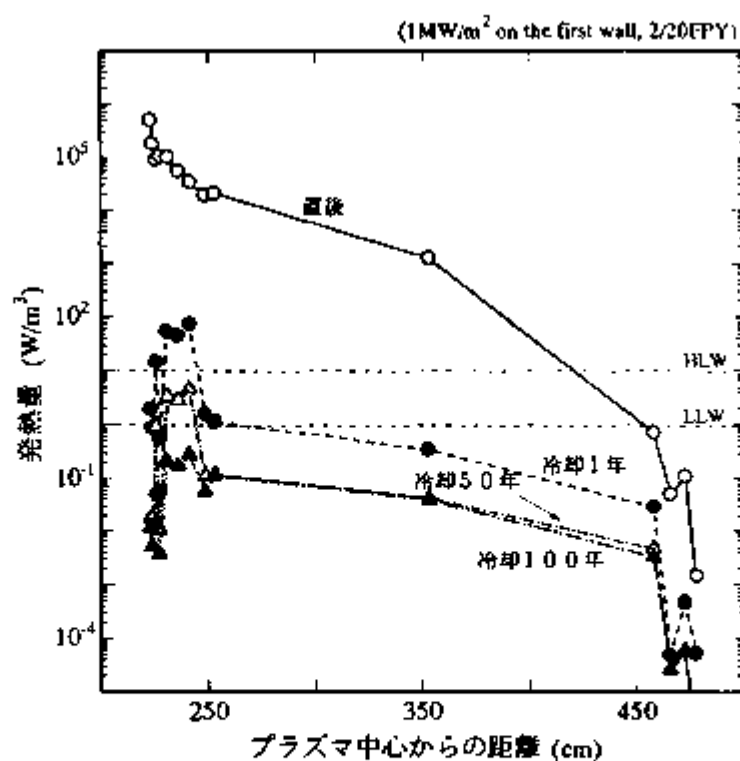


Fig.2.2.2(4) 発熱量分布 - DREAM

HLW、LLWはP.Roccoらの提案する区分目安値

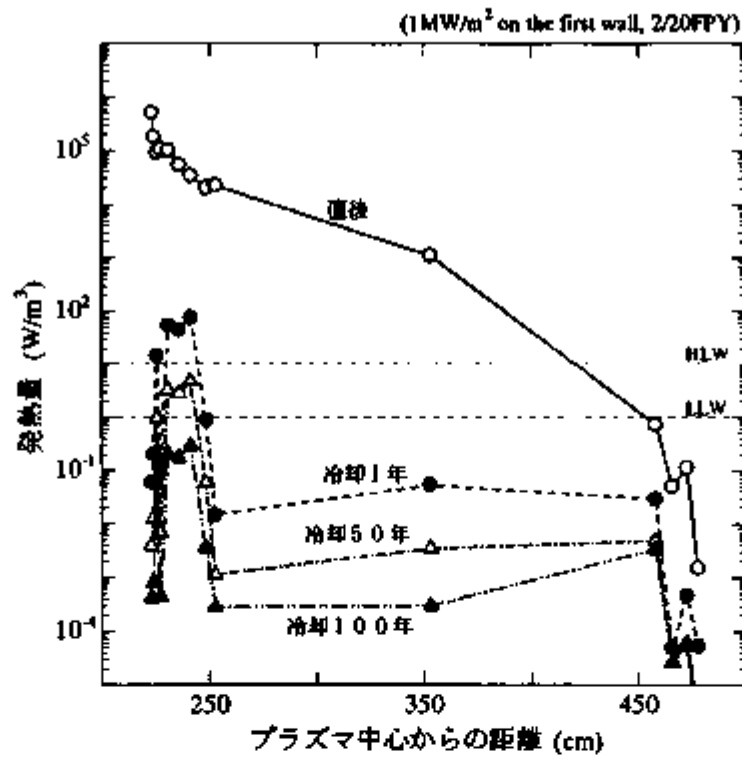


Fig.2.2.2(5) 発熱量分布・DREAM

HLW、LLWはP.Roccoらの提案する区分目安値

Table 2.2.1(1) 主要コンポーネントの表面線量率

(1.0 MW/m² on the First wall, 2.20FPY)

冷却期間		S S T R : outboard (Sv/h)				
		1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0	d	8.204E+04	1.046E+05	1.163E+04	1.792E+03	3.553E-01
1	d	9.339E+03	3.025E-08	7.376E+02	1.167E+02	9.091E-00
7	d	5.315E+03		3.619E+02	6.600E+01	4.160E-00
30	d	4.789E+03		3.213E+02	5.961E+01	3.571E-00
0.5	y	3.158E+03		1.816E+02	3.631E+01	1.827E+00
1	y	2.075E+03		1.048E+02	2.290E+01	1.098E+00
10	y	3.250E+01		2.122E+00	1.466E+00	1.800E-01
50	y	1.615E-01		1.070E-02	7.538E-03	9.312E-04
100	y	2.672E-04		1.717E-05	1.481E-05	1.443E-06
1000	y	3.663E-05		2.205E-06	4.167E-06	1.452E-07
10000	y	2.703E-05		1.621E-06	3.083E-06	1.066E-07
冷却期間		S S T R-316 : outboard (Sv/h)				
		1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0	d	1.127E+05	1.060E-05	1.308E+04	2.283E-03	9.475E-01
1	d	2.271E-04	3.050E-08	1.126E+03	4.054E+02	3.552E+01
7	d	2.132E-04	1.000E-99	1.075E+03	3.969E+02	3.517E+01
30	d	1.894E-04	0.000E+00	9.653E-02	3.773E-02	3.446E+01
0.5	y	1.137E+04	0.000E+00	6.116E-02	3.080E+02	3.160E+01
1	y	8.491E-03	0.000E+00	4.806E-02	2.729E+02	2.933E+01
10	y	1.841E-03	0.000E+00	1.201E-02	7.857E-01	8.897E+00
50	y	9.525E+00	0.000E+00	6.215E-01	4.068E-01	4.606E-02
100	y	1.737E-02	0.000E+00	9.584E-04	6.891E-04	6.582E-05
1000	y	3.591E-03	0.000E+00	8.546E-05	1.120E-04	1.690E-06
10000	y	2.419E-03	0.000E+00	5.915E-05	7.795E-05	1.183E-06
冷却期間		S S T R 2 : outboard (Sv/h)				
		1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0	d	1.674E+05	9.542E+04	1.230E+04	1.006E+03	1.172E-02
1	d	6.650E-04	3.544E-08	6.640E+02	2.377E+02	3.091E-01
7	d	1.167E-04	1.000E-99	3.519E+02	1.472E+02	1.329E+01
30	d	7.663E-03	0.000E+00	3.150E-02	1.280E-02	1.127E+01
0.5	y	2.168E-03	0.000E+00	1.830E-02	7.463E+01	5.523E+00
1	y	4.789E-02	0.000E+00	1.081E-02	4.791E-01	3.282E+00
10	y	9.855E-03	0.000E+00	1.949E+00	1.056E-00	6.498E-01
50	y	8.950E-03	0.000E+00	9.786E-03	5.349E-03	3.364E-03
100	y	8.792E-03	0.000E+00	1.601E-05	4.570E-05	5.185E-06
1000	y	8.700E-03	0.000E+00	2.312E-06	3.827E-05	4.988E-07
10000	y	8.625E-03	0.000E+00	1.696E-06	3.794E-05	3.673E-07

Table 2.2.1(2) 主要コンポーネントの表面線量率

(1.0 MW/m² on the First wall, 2/20FPV)

冷却期間	D R E A M (Sv/h)				
	1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0 d	1.548E+05	5.139E+04	2.877E+04	1.823E+04	5.361E+02
1 d	7.562E+02	5.721E+02	5.137E+02	4.884E+02	3.940E+01
7 d	1.268E+02	1.200E+02	1.097E+02	1.049E+02	8.555E+00
30 d	3.046E+00	1.463E+00	1.036E+00	8.189E-01	2.997E-01
0.5 y	1.227E+00	5.179E-01	3.449E-01	2.616E-01	2.332E-01
1 y	7.544E-01	3.274E-01	2.246E-01	1.772E-01	2.095E-01
10 y	8.193E-02	4.488E-02	3.515E-02	3.152E-02	6.073E-02
50 y	4.356E-04	2.326E-04	1.819E-04	1.631E-04	3.146E-04
100 y	1.377E-05	1.135E-06	4.704E-07	3.109E-07	6.568E-07
1000 y	1.315E-05	8.104E-07	2.174E-07	8.427E-08	2.177E-07
10000 y	1.303E-05	8.032E-07	2.155E-07	8.346E-08	2.132E-07
冷却期間	D R E A M' (Sv/h)				
	1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0 d	1.551E+05	5.139E+04	2.859E+04	1.793E+04	4.914E+02
1 d	1.972E+02	2.200E+01	7.761E+00	3.494E+00	4.709E-02
7 d	6.213E-01	9.874E-02	4.160E-02	2.101E-02	3.432E-04
30 d	2.645E-05	1.006E-06	2.101E-07	6.104E-08	2.153E-09
0.5 y	2.507E-05	9.762E-07	2.057E-07	6.005E-08	2.150E-09
1 y	2.361E-05	9.461E-07	2.014E-07	5.923E-08	2.149E-09
10 y	1.433E-05	7.542E-07	1.743E-07	5.400E-08	2.140E-09
50 y	1.340E-05	7.350E-07	1.716E-07	5.347E-08	2.139E-09
100 y	1.340E-05	7.349E-07	1.716E-07	5.347E-08	2.138E-09
1000 y	1.339E-05	7.343E-07	1.714E-07	5.342E-08	2.137E-09
10000 y	1.327E-05	7.280E-07	1.699E-07	5.296E-08	2.118E-09

Table 2.2.2(1) 主要コンポーネントの発熱量

(1.0 MW/m² on the First wall, 2 20FPY)

冷却期間		S S T R : outboard (W/m ²)				
		1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0 d		4.024E+05	1.129E+05	1.638E+04	2.583E-03	1.567E-02
1 d		5.496E+04	2.626E+03	1.475E+03	4.416E-02	4.106E-01
7 d		2.147E+04	2.623E+03	7.338E+02	3.424E-02	1.408E-01
30 d		1.782E+04	2.614E+03	6.755E+02	3.331E-02	1.184E-01
0.5 y		1.136E+04	2.553E+03	5.058E+02	3.014E-02	5.805E-00
1 y		7.438E+03	2.482E+03	4.134E+02	2.804E-02	3.347E-00
10 y		1.430E+02	1.497E+03	1.877E+02	1.575E-02	4.928E-01
50 y		5.176E-01	1.580E+02	1.960E+01	1.649E-01	2.490E-03
100 y		4.187E-03	9.503E+00	1.179E+00	9.919E-01	3.386E-05
1000 y		2.203E-03	5.490E-04	1.165E-04	2.296E-04	1.190E-05
10000 y		1.407E-03	1.856E-04	4.316E-05	8.735E-05	4.301E-06
冷却期間		S S T R 316 : outboard (W/m ²)				
		1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0 d		4.929E+05	1.144E+05	1.737E+04	2.963E+03	3.201E+02
1 d		8.378E+04	2.669E+03	1.466E+03	6.346E+02	9.643E+01
7 d		7.744E+04	2.667E+03	1.387E+03	6.216E+02	9.490E+01
30 d		6.815E+04	2.657E+03	1.265E+03	6.007E+02	9.256E+01
0.5 y		3.993E+04	2.596E+03	8.979E+02	5.296E+02	8.430E+01
1 y		2.919E+04	2.524E+03	7.577E+02	4.905E+02	7.815E+01
10 y		5.912E+03	1.522E+03	2.968E+02	2.220E+02	2.368E+01
50 y		3.224E+01	1.606E+02	2.053E+01	1.678E+01	1.505E-01
100 y		1.358E+00	9.661E+00	1.208E+00	9.953E-01	2.019E-02
1000 y		5.621E-02	5.524E-04	5.816E-04	8.887E-04	2.548E-04
10000 y		2.181E-02	1.868E-04	2.269E-04	3.354E-04	1.520E-04
冷却期間		S S T R 2 : outboard (W/m ²)				
		1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0 d		4.219E+05	9.440E+04	1.646E+04	5.252E-03	5.279E-02
1 d		1.550E+05	8.953E+02	1.207E+03	1.010E-03	1.430E-02
7 d		2.861E+04	8.944E+02	5.978E+02	6.341E-02	4.580E-01
30 d		1.856E+04	8.913E+02	5.473E+02	5.506E-02	3.794E-01
0.5 y		5.362E+03	8.706E+02	3.898E+02	3.245E-02	1.783E+01
1 y		1.244E+03	8.465E+02	3.033E+02	2.109E-02	1.011E+01
10 y		9.947E-02	5.104E+02	1.195E+02	5.267E+00	1.774E-00
50 y		3.349E-02	5.386E+01	1.241E+01	2.121E-02	8.991E-03
100 y		2.475E-02	3.241E+00	7.462E-01	2.212E-04	1.206E-04
1000 y		2.316E-02	5.622E-04	1.219E-04	1.863E-04	4.167E-05
10000 y		2.296E-02	1.902E-04	4.440E-05	1.848E-04	1.547E-05

Table 2.2.2(2) 主要コンポーネントの発熱量

(1.0 MW/m² on the First wall, 2/20FPY)

冷却期間	DREAM (W/m ²)				
	1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0 d	1.776E+05	1.008E+05	5.464E+04	3.408E+04	1.225E+03
1 d	1.263E+03	1.863E+03	1.609E+03	1.519E+03	1.216E+02
7 d	2.484E+02	4.445E+02	3.839E+02	3.902E+02	2.665E+01
30 d	5.681E+00	6.164E+01	5.052E+01	8.209E+01	7.524E-01
0.5 y	1.449E+00	5.683E+01	4.706E+01	7.843E+01	4.276E-01
1 y	8.837E-01	5.489E+01	4.553E+01	7.610E+01	3.547E-01
10 y	1.905E-01	3.286E+01	2.731E+01	4.578E+01	1.437E-01
50 y	1.816E-02	3.466E+00	2.880E+00	4.830E+00	4.371E-02
100 y	5.355E-03	2.113E-01	1.749E-01	2.922E-01	3.982E-02
1000 y	3.661E-03	2.402E-03	1.432E-03	1.456E-03	3.582E-02
10000 y	1.552E-03	9.834E-04	5.767E-04	6.061E-04	1.564E-02
冷却期間	DREAM* (W/m ²)				
	1st wall	1st b. zone	2nd b. zone	3rd b. zone	Shield
0 d	1.799E+05	1.012E+05	5.422E+04	3.323E+04	1.101E+03
1 d	1.641E+02	9.196E+01	6.085E+01	8.677E+01	6.774E-01
7 d	9.345E-01	5.774E+01	4.791E+01	8.026E+01	2.361E-01
30 d	2.533E-01	5.730E+01	4.763E+01	7.990E+01	1.145E-01
0.5 y	2.053E-01	5.594E+01	4.650E+01	7.803E+01	5.456E-02
1 y	1.996E-01	5.439E+01	4.521E+01	7.587E+01	5.302E-02
10 y	1.203E-01	3.279E+01	2.726E+01	4.574E+01	3.201E-02
50 y	1.277E-02	3.461E+00	2.877E+00	4.828E+00	3.467E-03
100 y	8.381E-04	2.082E-01	1.731E-01	2.904E-01	3.018E-04
1000 y	7.316E-05	4.833E-05	2.977E-05	2.345E-05	9.359E-05
10000 y	6.561E-05	3.552E-05	2.016E-05	1.437E-05	6.127E-05

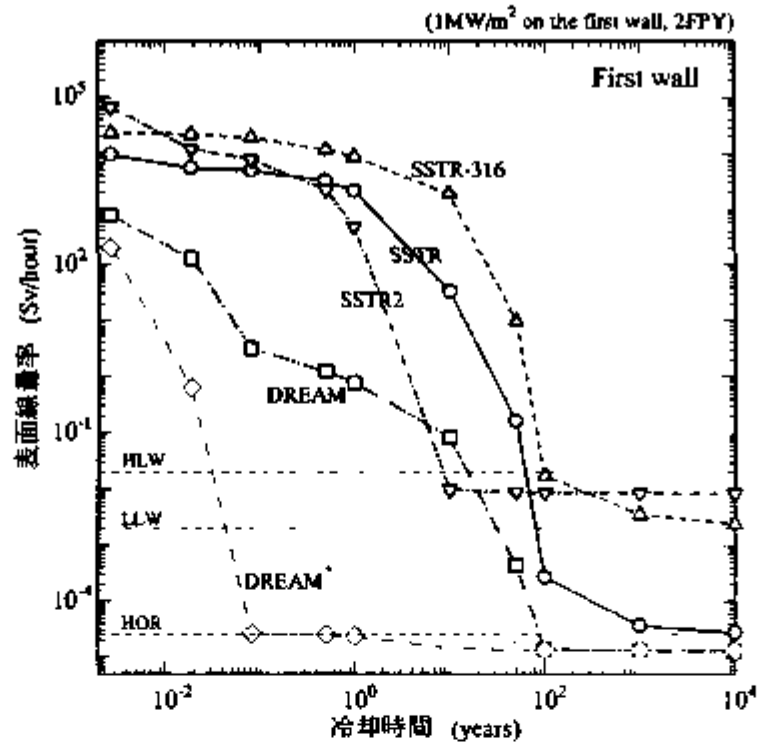


Fig.2.2.3(1) 主要コンポーネントの表面線量率の変化

HLW、LLW、HORはP Roccoらの提案する区分目安値

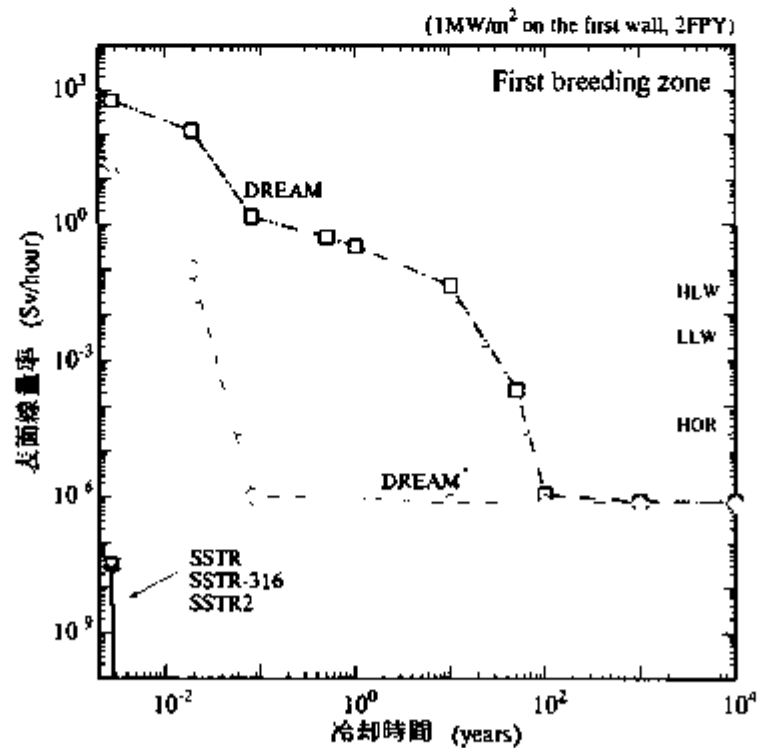


Fig.2.2.3(2) 主要コンポーネントの表面線量率の変化

HLW、LLW、HORはP Roccoらの提案する区分目安値

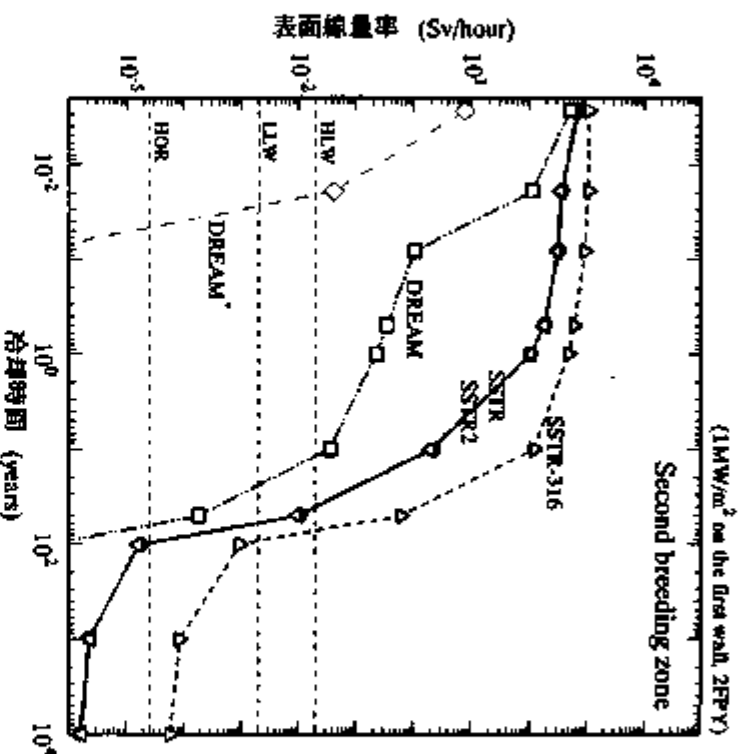


Fig.2.2.3(3) 主要コンポーネントの表面線量率の変化
HLW、LLW、HORはRoccaらの推定する区分目安値

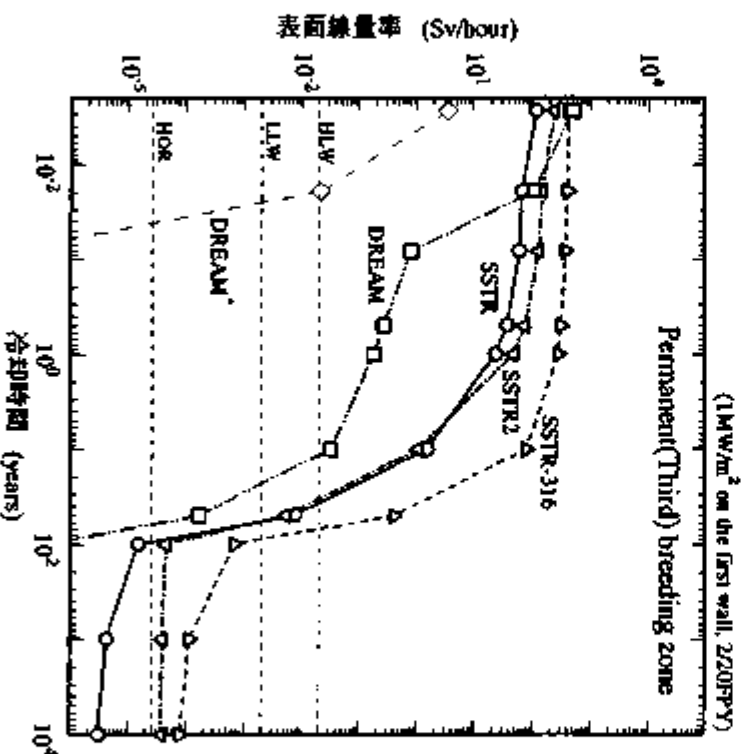


Fig.2.2.3(4) 主要コンポーネントの表面線量率の変化
HLW、LLW、HORはRoccaらの推定する区分目安値

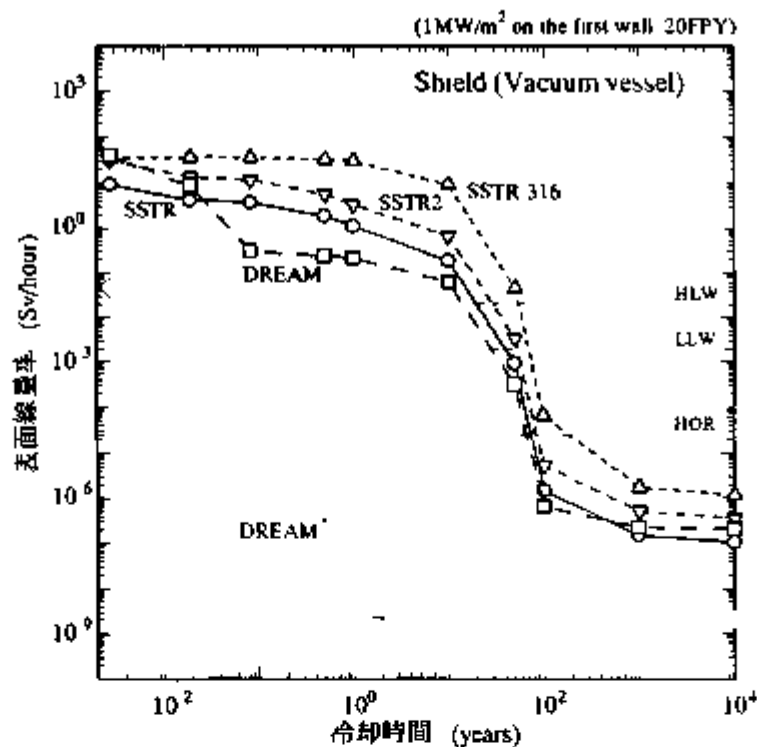


Fig 2.2.3(5) 主要コンポーネントの表面線量率の変化
HLW、LLW、HORはP Roccaらの提案する区分目安値

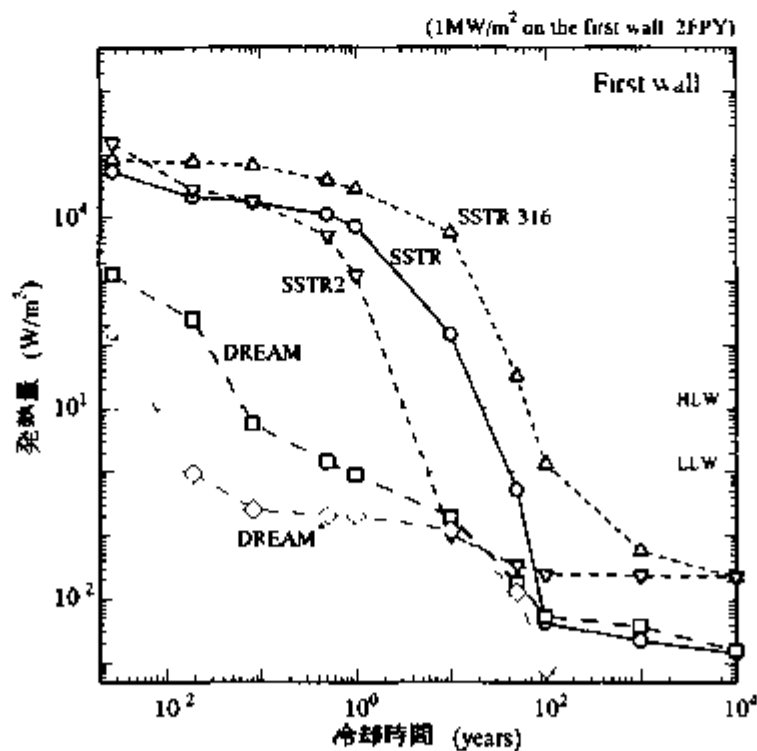


Fig 2.2.4(1) 主要コンポーネントの発熱量の変化
HLW、LLWはP Roccaらの提案する区分目安値

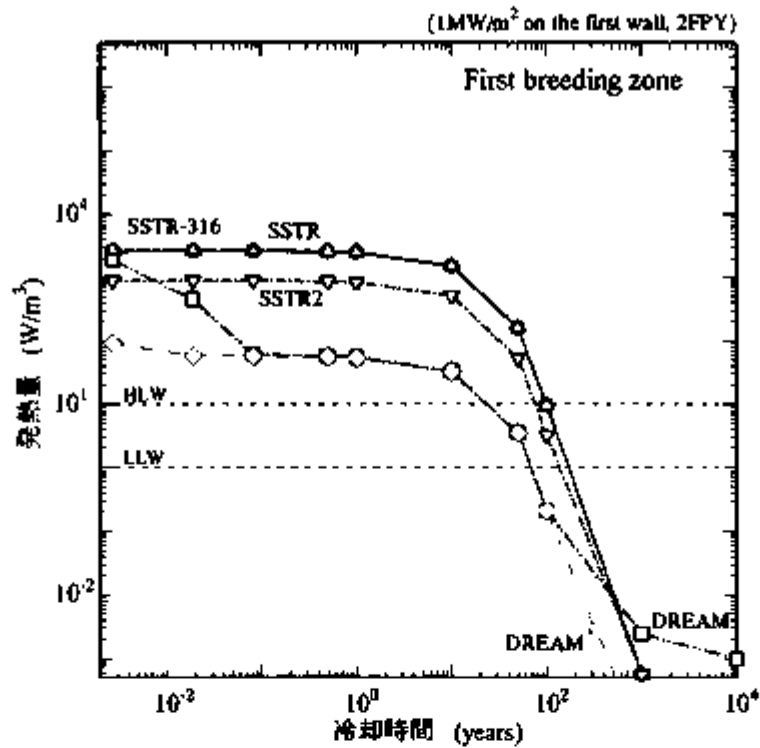


Fig.2.2.4(2) 主要コンポーネントの発熱量の変化

HLW、LLWはF.Roccoらの提案する区分目安値

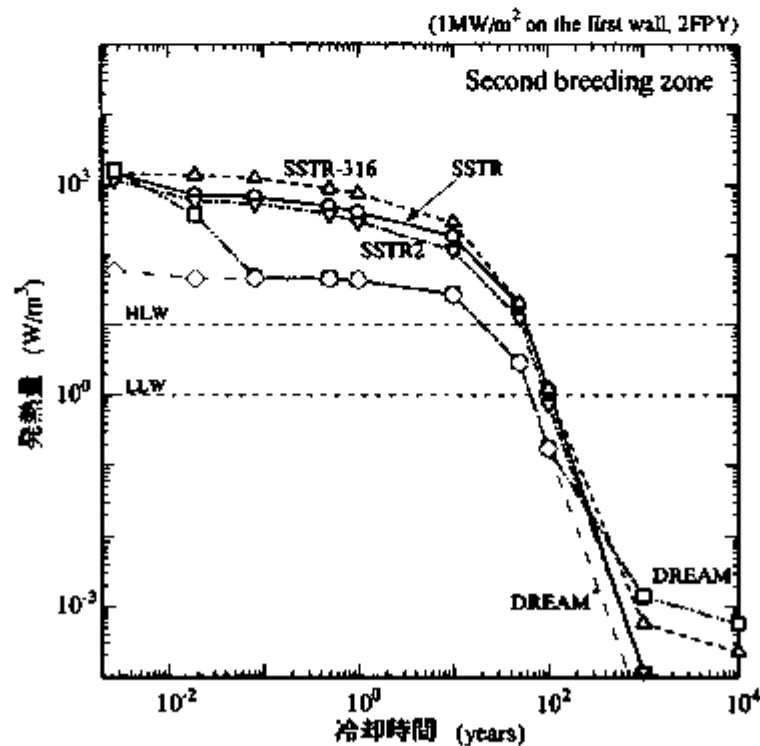


Fig.2.2.4(3) 主要コンポーネントの発熱量の変化

HLW、LLWはF.Roccoらの提案する区分目安値

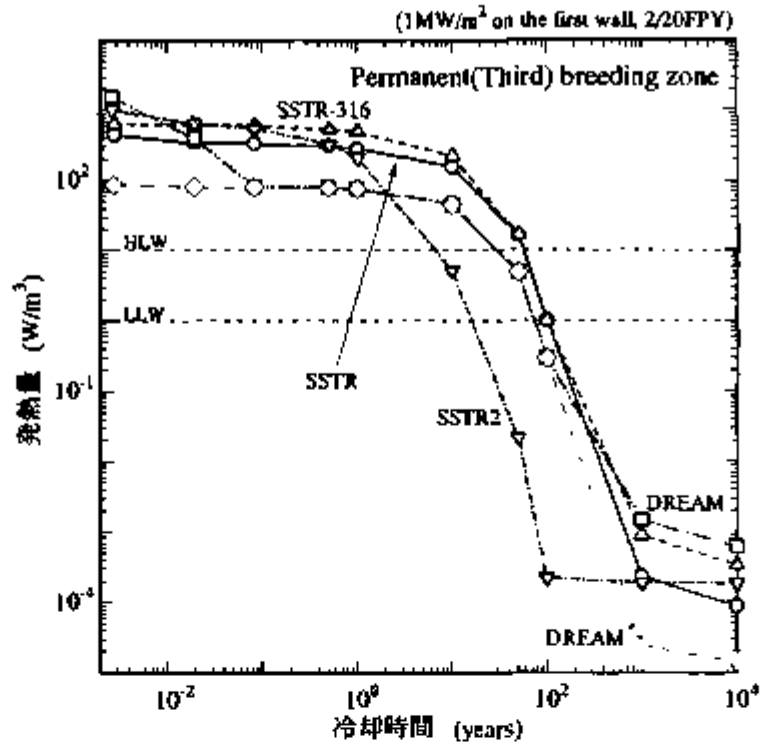


Fig.2.2.4(4) 主要コンポーネントの発熱量の変化

HLW、LLWはP.Roccoらの提案する区分目安値

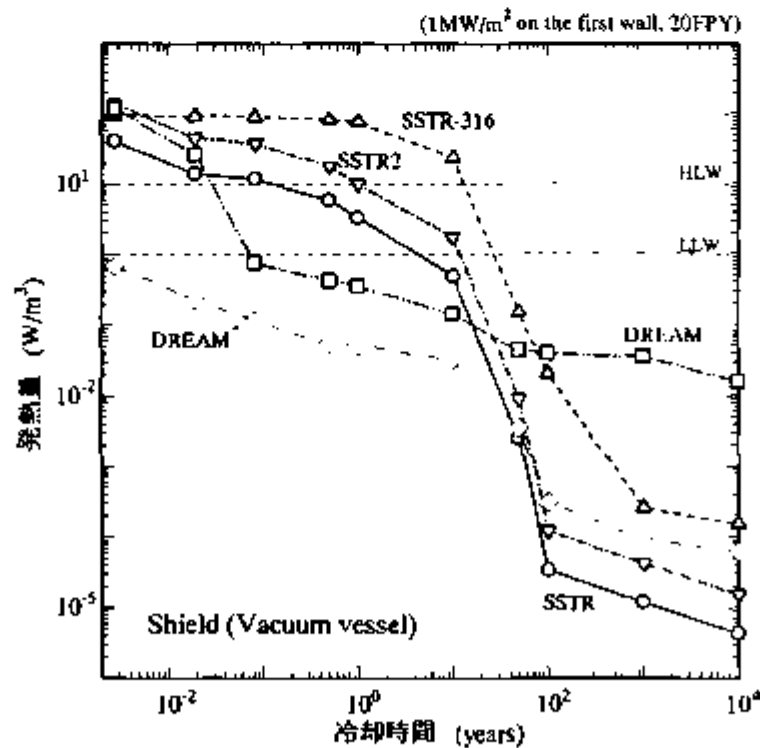


Fig.2.2.4(5) 主要コンポーネントの発熱量の変化

HLW、LLWはP.Roccoらの提案する区分目安値

Table 2.2.3(1) 'P. ROCCOらの区分案' による放射性廃棄物(構造材)の分類

構造材名称 (トラス中心から)	SSTR		SSTR-316		SSTR2	
	50年	100年	50年	100年	50年	100年
Helium can						
Superconducting magnet						
Thermal insulator						
Back wall						
Inboard shield						
Front wall						
Back wall						
Permanent breeding zone						
Front wall						
Back wall						
Second breeding zone						
Partition wall						
Neutron multiplier						
Partition wall						
First breeding zone						
First wall						
First wall						
First breeding zone						
Partition wall						
Neutron multiplier						
Partition wall						
Second breeding zone						
Back wall						
Support structure						
Front wall						
Permanent breeding zone						
Back wall						
Support structure						
Front wall						
Outboard shield						
Back wall						
Thermal insulator						
Helium can						
Superconducting magnet						
Helium can						

HOR :

LLW :

MLW :

HLW :

Table 2.2.3(2) 'P. ROCCOらの区分案'による放射性廃棄物(構造材)の分類

構造材名称 (プラズマ中心から)	D R E A M		D R E A M *	
	50年	100年	50年	100年
CVD coated layer	☐	☐	☐	☐
First wall	☐	☐	☐	☐
Beryllium block layer	☐	☐	☐	☐
Cooling channel	☐	☐	☐	☐
First breeding zone	☐	☐	☐	☐
Second breeding zone	☐	☐	☐	☐
Third breeding zone	☐	☐	☐	☐
Hot shield	☐	☐	☐	☐
CVD coated layer	☐	☐	☐	☐
Shield	☐	☐	☐	☐
Cryostat	☐	☐	☐	☐
Thermal insulator	☐	☐	☐	☐
Superconducting magnet	☐	☐	☐	☐
Helium can	☐	☐	☐	☐

HOR : ☐LLW : ☐MLW : ☐HLLW : ☐

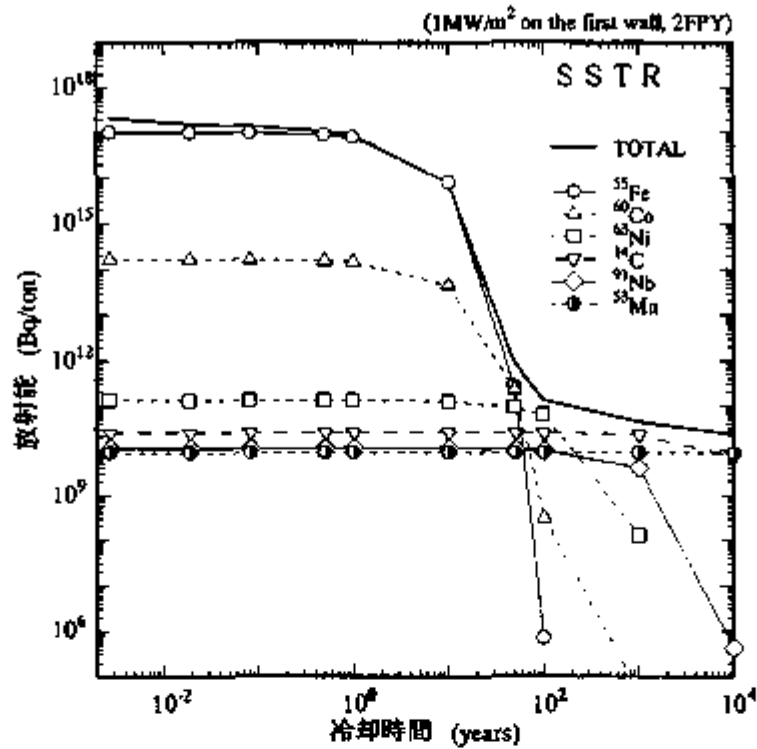


Fig.2.2.5(1) 第1壁の放射能の時間変化

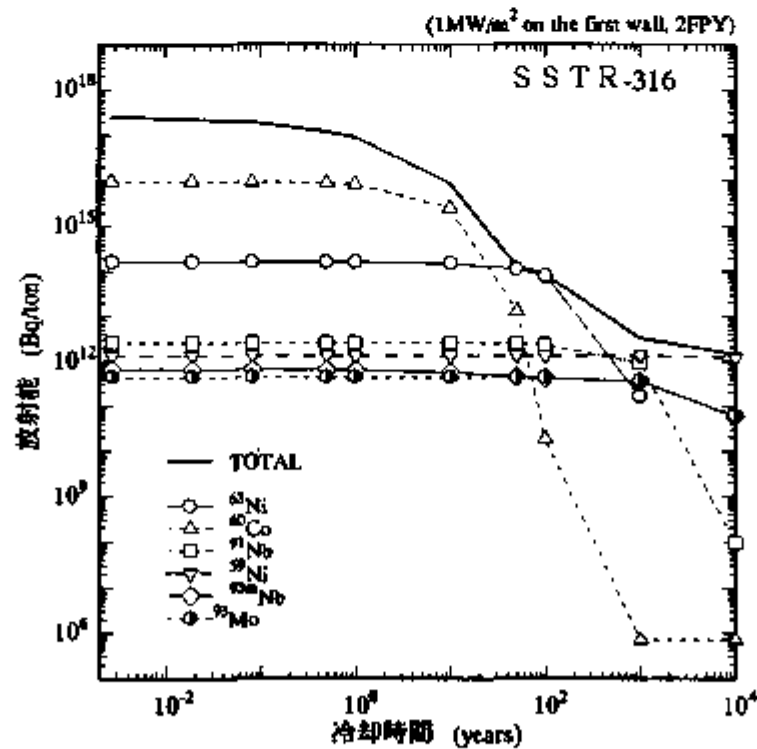


Fig.2.2.5(2) 第1壁の放射能の時間変化

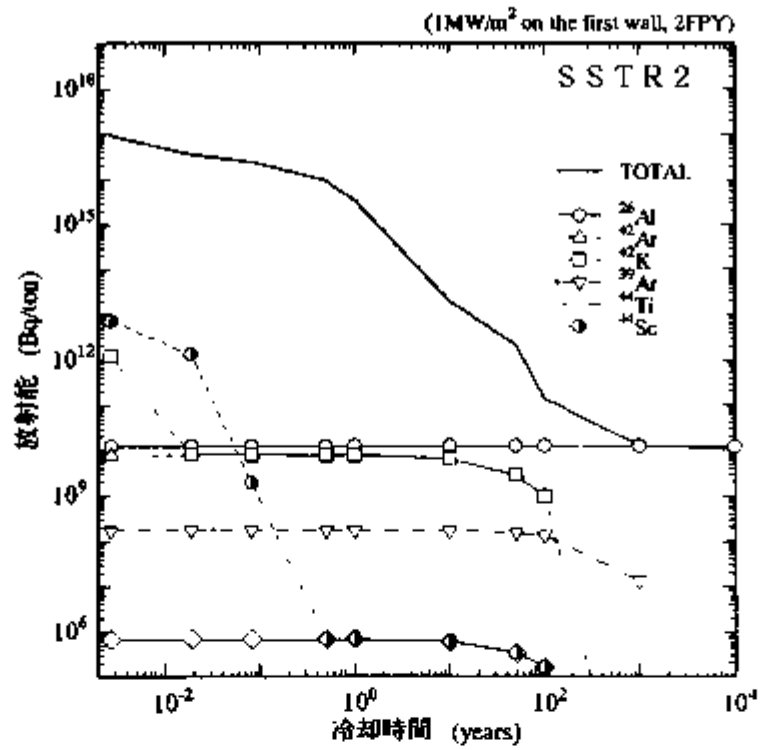


Fig.2.2.5(3) 第1壁の放射能の時間変化

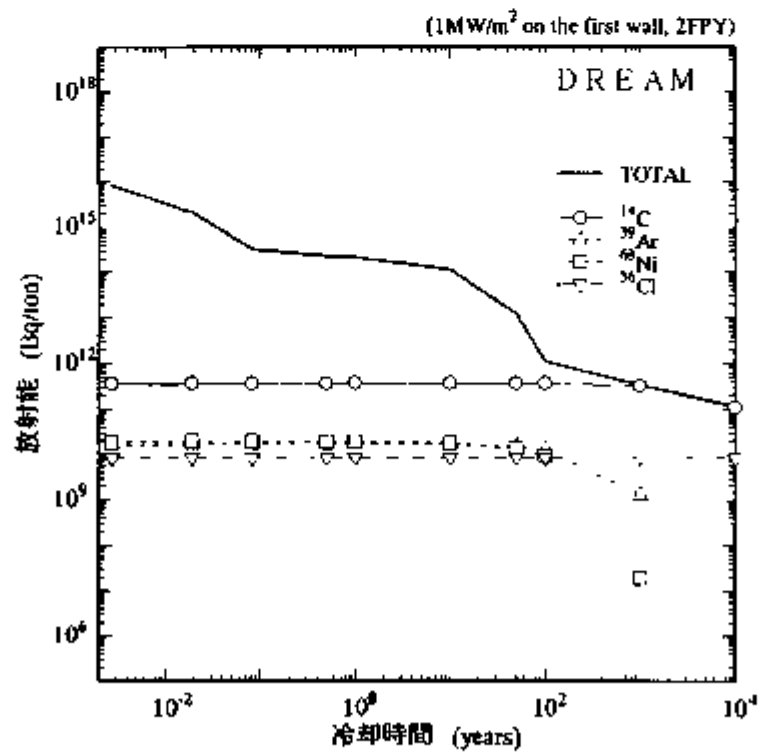


Fig.2.2.5(4) 第1壁の放射能の時間変化

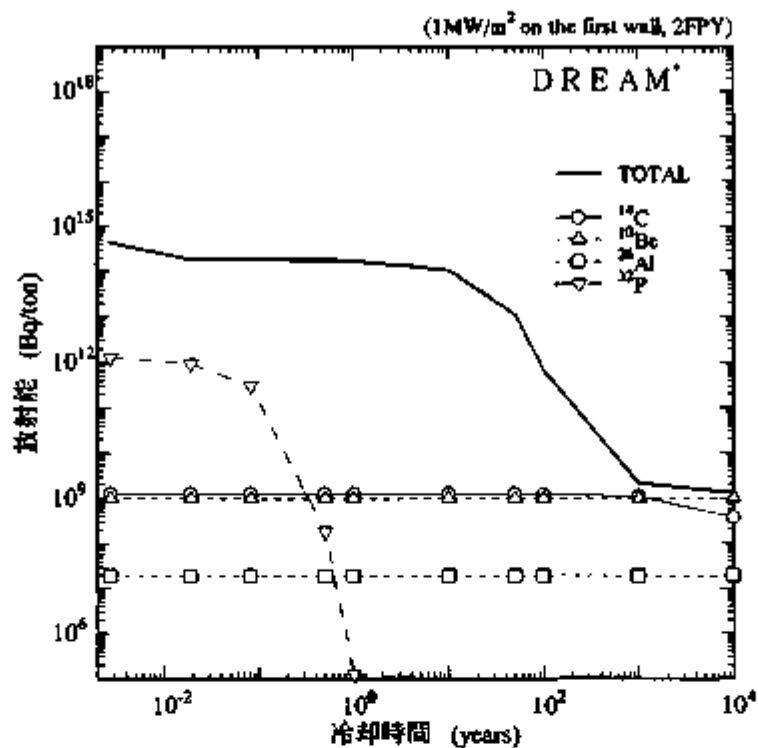


Fig.2.2.5(5) 第1壁の放射能の時間変化

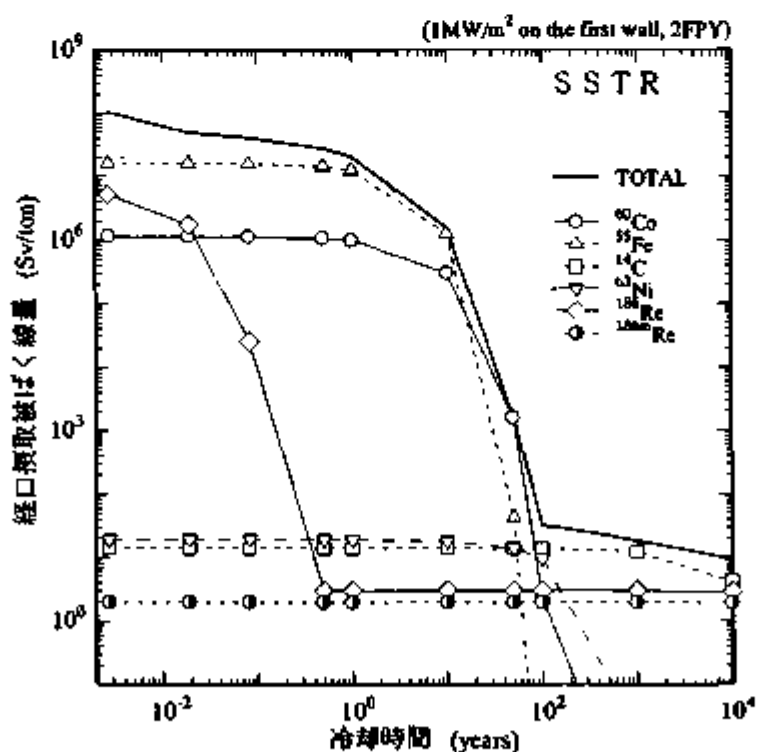


Fig.2.2.6(1) 第1壁の経口摂取被ばく線量の時間変化

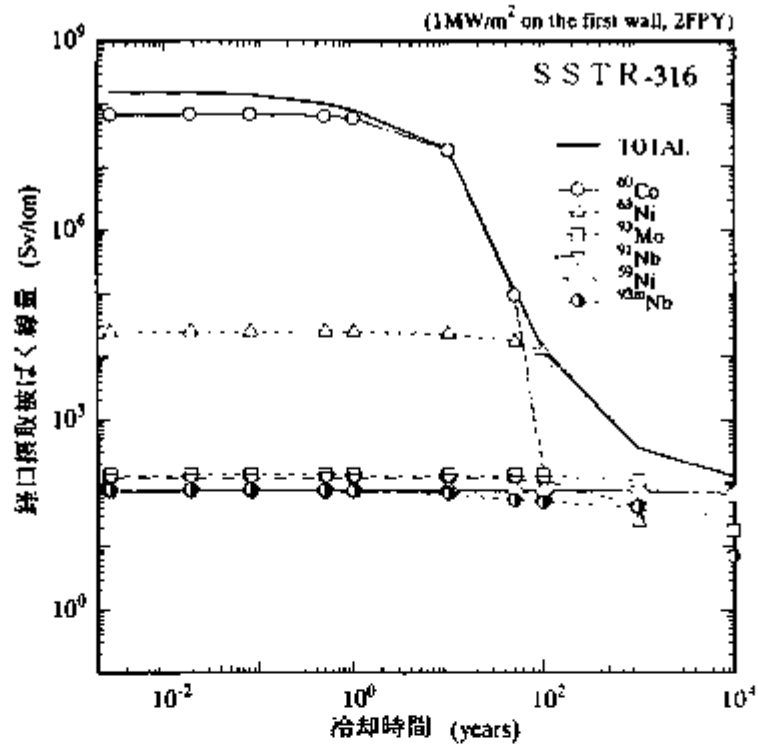


Fig.2.2.6(2) 第1壁の経口摂取被ばく線量の時間変化

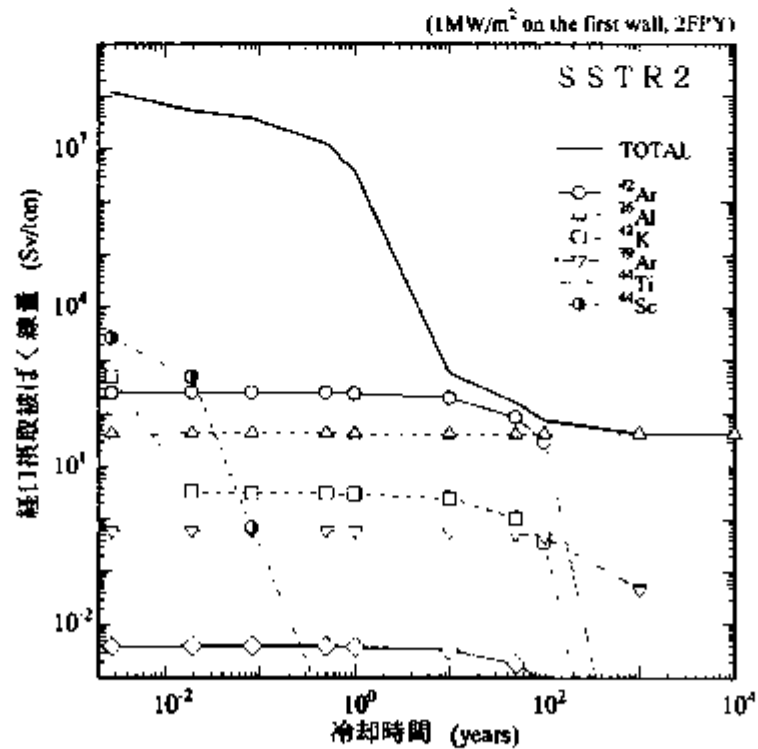


Fig.2.2.6(3) 第1壁の経口摂取被ばく線量の時間変化

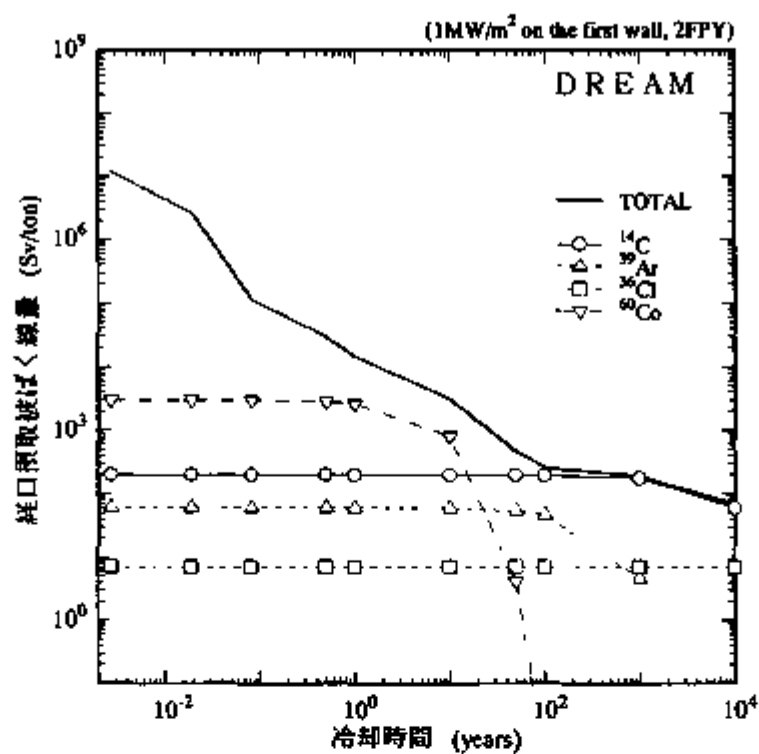


Fig.2.2.6(4) 第1壁の経口摂取被ばく線量の時間変化

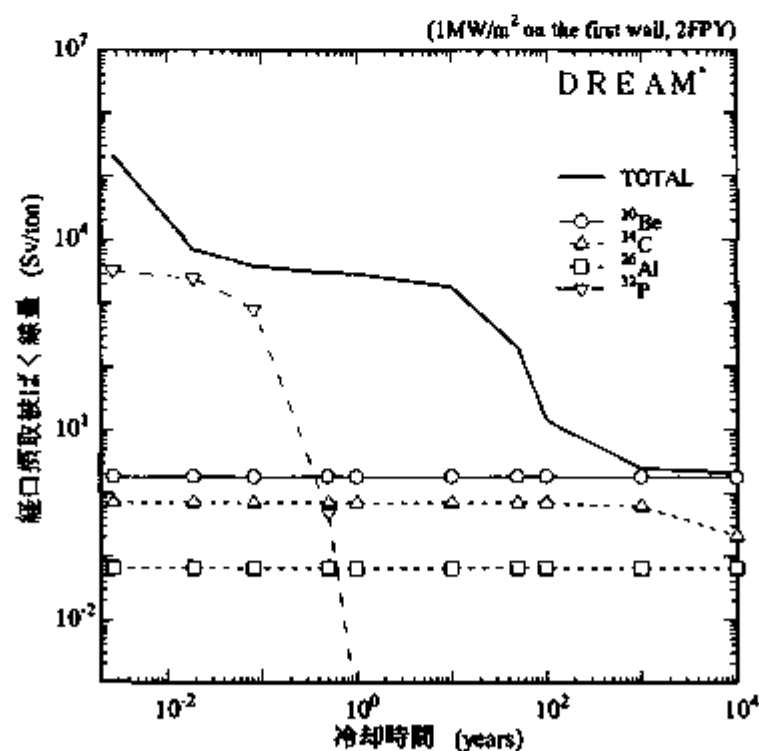


Fig.2.2.6(5) 第1壁の経口摂取被ばく線量の時間変化

Table 2.2.4(1) Dominant Nuclides (SSTR)

(直後)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	1.171E+21 (%)	TOTAL	1.502E+08 (%)			TOTAL	2.171E+11 (%)	TOTAL	2.271E+11 (%)
	H 3	4.01E+01	He 6	4.11E+01	N 16	8.482E+04	W 187	4.35E+01	Fe 55	2.84E+01
	He 6	2.10E+01	Mn 56	2.68E+01	Mn 56	5.097E+04	Re188	1.30E+01	Ta182	1.93E+01
	Mn 56	8.56E+00	N 16	1.21E+01	Li 8	1.975E+04	Mn 56	1.06E+01	Mn 54	1.49E+01
	W 187	8.23E+00	W 187	8.08E+00	W 187	7.395E+03	Fe 55	6.69E+00	W 187	8.92E+00
	Fe 55	7.75E+00	Li 8	2.39E+00	Mn 54	4.330E+03	Mn 54	6.69E+00	Re188	7.65E+00
	W 183m	3.54E+00	V 52	2.03E+00	V 52	3.397E+03	Ta182	3.70E+00	Mn 56	4.33E+00
	Cr 51	2.18E+00	Re188	1.94E+00	Ta182	4.747E+02	H 3	3.68E+00	Co 60	4.14E+00
(冷却 50 年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	2.825E+19 (%)	TOTAL	2.597E+04 (%)			TOTAL	4.825E+08 (%)	TOTAL	4.968E+08 (%)
	H 3	1.00E+02	H 3	9.95E+01	Co 60	1.615E-01	H 3	9.95E+01	H 3	9.67E+01
	Co 60	1.13E-03	Co 60	5.11E-01	Ir192	7.213E-05	Co 60	4.62E-01	Co 60	2.63E+00
	Fe 55	8.56E-04	Be 10	5.11E-03	Nb 94	4.860E-05	Be 10	1.22E-02	Be 10	6.28E-01
	Ni 63	4.18E-04	C 14	1.58E-03	Ir192n	8.184E-06	Fe 55	8.01E-03	Fe 55	3.46E-02
	C 14	1.84E-04	Ni 63	1.24E-03	Pt193	7.283E-06	C 14	6.02E-03	Ni 63	2.00E-02
	Be 10	1.16E-04	Fe 55	8.79E-04	Re186	4.497E-06	Ni 63	3.67E-03	Nb 91	7.73E-03
	Nb 91	3.49E-05	Re186	6.16E-04	Nb 91	3.490E-06	Re186	7.56E-04	Nb 93m	6.11E-03
(冷却 100 年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	1.700E+18 (%)	TOTAL	1.556E+03 (%)			TOTAL	2.900E+07 (%)	TOTAL	3.225E+07 (%)
	H 3	1.00E+02	H 3	9.98E+01	Co 60	2.242E-04	H 3	9.96E+01	H 3	8.96E+01
	Ni 63	4.91E-03	Be 10	8.52E-02	Ir192	6.246E-05	Be 10	2.04E-01	Be 10	9.67E+00
	C 14	3.04E-03	C 14	2.63E-02	Nb 94	4.852E-05	C 14	9.96E-02	Ni 63	2.17E-01
	Be 10	1.93E-03	Ni 63	1.47E-02	Ir192n	7.087E-06	Ni 63	4.32E-02	Nb 91	1.13E-01
	Nb 91	5.51E-04	Co 60	1.18E-02	Re186	4.496E-06	Re186	1.26E-02	C 14	8.96E-02
	Mn 53	4.84E-04	Re186	1.03E-02	Pt193	3.677E-06	Co 60	1.07E-02	Re186m	7.74E-02
	Re186	1.65E-04	Re186m	3.70E-03	Nb 91	3.316E-06	Re186m	8.22E-03	Nb 93m	6.29E-02

(注意) 'Dominant Nuclides' は個々の核種についての全領域における総量をもとに決定した。この場合の総量は、フラシケット交換を2年ごとに実施する領域については20年分の量として評価した。ただし、表面線量率(Contact Dose Rate)を基準にする場合には、核種ごとに最大となる領域での値をもとに、'Dominant Nuclides'を決定した。

Table 2.2.4(2) Dominant Nuclides (SSTR-316)

(直後)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	1.193E+21 (%)	TOTAL	1.686E+08 (%)			TOTAL	2.284E+11 (%)	TOTAL	8.508E+11 (%)
	H 3	3.99E+01	He 6	3.67E+01	N 16	8.573E+04	Co 60	4.06E+01	Co 60	6.38E+01
	He 6	2.07E+01	Mn 56	3.38E+01	Mn 56	6.544E+04	Co 58	1.76E+01	Co 58	1.37E+01
	Mn 56	1.19E+01	N 16	1.09E+01	Li 8	2.018E+04	Mn 56	1.43E+01	Co 57	7.54E+00
	Fe 55	5.89E+00	Co 58	3.87E+00	Co 58	9.526E+03	Mn 54	6.82E+00	Fe 55	5.86E+00
	Cr 51	4.26E+00	Co 60	3.28E+00	Co 60	6.856E+03	Fe 55	4.92E+00	Mn 54	4.26E+00
	Co 58	3.37E+00	V 52	3.01E+00	V 52	5.738E+03	Mo 99	4.29E+00	Mn 56	1.63E+00
	Co 57	2.24E+00	Li 8	2.17E+00	Mn 54	4.778E+03	Co 57	3.98E+00	H 3	9.51E-01
(冷却50年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	2.881E+19 (%)	TOTAL	3.429E+04 (%)			TOTAL	6.392E+08 (%)	TOTAL	1.392E+09 (%)
	H 3	9.94E+01	H 3	7.64E+01	Co 60	9.520E+00	H 3	7.62E+01	Co 60	5.42E+01
	Ni 63	5.30E-01	Co 60	2.24E+01	Nb 94	3.394E-03	Co 60	2.02E+01	H 3	3.50E+01
	Co 60	6.39E-02	Ni 63	1.22E+00	Nb 91	7.968E-04	Ni 63	3.58E+00	Ni 63	9.21E+00
	Nb 91	7.88E-03	Nb 91	1.83E-02	Nb 92	1.686E-06	Mo 93	2.75E-02	Nb 91	6.37E-01
	Ni 59	6.32E-03	Nb 93m	8.03E-03	Tc 98	1.222E-06	Nb 91	1.67E-02	Nb 93m	3.18E-01
	Mo 93	2.03E-03	Nb 94	7.04E-03	Al 26	3.616E-07	Ni 59	1.60E-02	Mo 93	3.16E-01
	Nb 93m	1.99E-03	Ni 59	5.72E-03	Y 90	1.749E-09	C 14	1.21E-02	Be 10	2.27E-01
(冷却100年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	1.836E+18 (%)	TOTAL	1.899E+03 (%)			TOTAL	4.626E+07 (%)	TOTAL	1.429E+08 (%)
	H 3	9.38E+01	H 3	8.29E+01	Co 60	1.322E-02	H 3	6.33E+01	Ni 63	6.35E+01
	Ni 63	5.88E+00	Ni 63	1.56E+01	Nb 94	3.388E-03	Ni 63	3.50E+01	H 3	2.05E+01
	Nb 91	1.18E-01	Co 60	5.61E-01	Nb 91	7.572E-04	Co 60	3.87E-01	Nb 91	5.89E+00
	Ni 59	9.92E-02	Nb 91	3.14E-01	Nb 92	1.686E-06	Mo 93	3.76E-01	Mo 93	3.05E+00
	Mo 93	3.16E-02	Nb 93m	1.42E-01	Tc 98	1.222E-06	Ni 59	2.20E-01	Nb 93m	3.02E+00
	Nb 93m	3.06E-02	Nb 94	1.27E-01	Al 26	3.616E-07	Nb 91	2.19E-01	Be 10	2.21E+00
	C 14	7.48E-03	Ni 59	1.03E-01	Y 90	5.321E-10	C 14	1.66E-01	Co 60	7.33E-01

(注意)'Dominant Nuclides'は個々の核種についての全領域における総量をもとに決定した。この場合の総量は、ブランケット交換を2年ごとに実施する領域については20年分の量として評価した。ただし、表面線量率(Contact Dose Rate)を基準にする場合には、核種ごとに最大となる領域での値をもとに、'Dominant Nuclides'を決定した。

Table 2.2.4(3) Dominant Nuclides (SSTR2)

(直後)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	8.751E+20 (%)	TOTAL	1.446E+08 (%)			TOTAL	1.528E+11 (%)	TOTAL	2.025E+11 (%)
	H 3	5.16E+01	He 6	2.83E+01	Na 24	1.034E+05	Sc 48	2.84E+01	Sc 46	4.22E+01
	He 6	1.87E+01	Na 24	2.51E+01	N 16	8.955E+04	W 187	1.62E+01	Sc 48	1.22E+01
	Na 24	5.54E+00	N 16	1.44E+01	Sc 48	3.291E+04	Sc 46	1.40E+01	Ta 182	1.06E+01
	Mg 27	4.15E+00	Sc 48	8.17E+00	Mn 56	3.018E+04	Na 24	1.39E+01	Na 24	7.66E+00
	W 187	2.88E+00	Mg 27	6.40E+00	Mg 27	1.339E+04	Sc 47	5.60E+00	Ca 45	5.27E+00
	Sc 48	2.36E+00	Mn 56	4.14E+00	Sc 46	9.819E+03	H 3	5.02E+00	Fe 55	4.16E+00
	N 16	2.04E+00	Li 8	2.74E+00	Li 8	7.164E+03	Ca 45	3.53E+00	H 3	3.79E+00
(冷却50年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	2.716E+19 (%)	TOTAL	2.490E+04 (%)			TOTAL	4.627E+08 (%)	TOTAL	4.678E+08 (%)
	H 3	1.00E+02	H 3	9.98E+01	Co 60	1.049E-01	H 3	9.98E+01	H 3	9.87E+01
	Co 60	4.77E-04	Co 60	2.17E-01	Al 26	8.713E-03	Co 60	1.96E-01	Co 60	1.13E+00
	Ni 63	2.40E-04	Al 26	1.41E-02	K 42	2.425E-04	Ar 42	9.98E-03	Be 10	9.69E-02
	C 14	1.62E-04	K 42	1.64E-03	Nb 94	5.263E-05	C 14	5.32E-03	Al 26	3.15E-02
	Fe 55	1.16E-04	C 14	1.40E-03	Ir 192	2.592E-05	Al 26	5.16E-03	Ar 42	1.50E-02
	Al 26	2.58E-05	Be 10	7.75E-04	Re 186	3.451E-06	Ni 63	2.12E-03	Ni 63	1.17E-02
	Be 10	1.76E-05	Ni 63	7.18E-04	Ir 192m	2.941E-06	Be 10	1.86E-03	C 14	5.26E-03
(冷却100年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	1.634E+18 (%)	TOTAL	1.499E+03 (%)			TOTAL	2.786E+07 (%)	TOTAL	2.851E+07 (%)
	H 3	1.00E+02	H 3	9.97E+01	Al 26	8.712E-03	H 3	9.97E+01	H 3	9.74E-01
	Ni 63	2.82E-03	Al 26	2.34E-01	Co 60	1.457E-04	C 14	8.78E-02	Be 10	1.59E+00
	C 14	2.67E-03	C 14	2.31E-02	K 42	8.484E-05	Al 26	8.56E-02	Al 26	5.17E-01
	Al 26	4.30E-04	Be 10	1.29E-02	Nb 94	5.254E-05	Ar 42	5.80E-02	Ni 63	1.36E-01
	Be 10	2.92E-04	K 42	9.55E-03	Ir 192	2.245E-05	Be 10	3.08E-02	Ar 42	8.60E-02
	Mn 53	1.01E-04	Ni 63	8.44E-03	Re 186	3.451E-06	Ni 63	2.48E-02	C 14	8.58E-02
	Nb 91	5.75E-05	Co 60	5.00E-03	Ir 192m	2.547E-06	Co 60	4.52E-03	Nb 94	3.45E-02

(注意) 'Dominant Nuclides' は個々の核種についての全領域における総量をもとに決定した。この場合の総量は、ブランク交換を2年ごとに実施する領域については20年分の量として評価した。ただし、表面線量率(Contact Dose Rate)を基準にする場合には、核種ごとに最大となる領域での値をもとに、'Dominant Nuclides' を決定した。

Table 2.2.4(4) Dominant Nuclides (DREAM)

(直後)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	9.491E+20 (%)	TOTAL	3.031E+08 (%)			TOTAL	1.118E+11 (%)	TOTAL	7.992E+10 (%)
	Al 28	5.16E+01	Al 28	7.81E+01	Al 28	1.545E+05	Au198	8.78E+01	Au198	8.45E+01
	H 3	2.14E+01	He 6	9.05E+00	N 16	9.678E+03	Si 31	4.67E+00	H 3	4.32E+00
	He 6	1.15E+01	N 16	4.12E+00	Al 30	3.654E+03	H 3	3.09E+00	Al 28	3.98E+00
	Au198	6.47E+00	Au198	2.45E+00	Al 29	3.333E+03	Au199	1.35E+00	Si 31	2.96E+00
	Si 31	4.23E+00	Al 29	1.80E+00	Mg 27	1.903E+03	Al 28	1.09E+00	Au199	1.36E+00
	Al 29	1.52E+00	Al 30	1.47E+00	Au198	7.285E+02	Mg 28	3.41E-01	P 32	6.76E-01
	N 16	1.13E+00	Si 31	1.26E+00	Na 24	5.457E+02	Au198m	3.09E-01	Au198m	3.71E-01
(冷却50年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	1.224E+19 (%)	TOTAL	1.140E+04 (%)			TOTAL	2.224E+08 (%)	TOTAL	2.283E+08 (%)
	H 3	9.98E+01	H 3	9.79E+01	Co 60	7.453E-04	H 3	9.33E+01	H 3	9.09E+01
	C 14	2.03E-01	C 14	1.73E+00	Al 26	1.743E-05	C 14	6.25E+00	C 14	6.09E+00
	Ni 63	1.19E-02	Cl 36	2.78E-01	Nb 94	8.143E-06	Cl 36	2.67E-01	Cl 36	1.74E+00
	Cl 36	5.91E-03	Ni 63	3.49E-02	Pt193	4.088E-07	Ni 63	9.80E-02	Ni 63	5.35E-01
	Ar 39	3.27E-04	Co 60	2.56E-02	Cl 36	3.490E-07	Ar 39	6.47E-02	Be 10	4.89E-01
	Ni 59	1.28E-04	Ar 39	1.23E-02	Ir192	2.945E-07	Co 60	2.21E-02	Co 60	1.26E-01
	Be 10	9.60E-05	Be 10	4.16E-03	Ir192n	3.341E-08	Be 10	9.51E-03	Ar 39	9.28E-02
(冷却100年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	7.609E+17 (%)	TOTAL	9.034E+02 (%)			TOTAL	2.719E+07 (%)	TOTAL	3.245E+07 (%)
	H 3	9.65E+01	H 3	7.43E+01	Al 26	1.743E-05	C 14	5.08E+01	C 14	4.26E+01
	C 14	3.24E+00	C 14	2.16E+01	Nb 94	8.129E-06	H 3	4.59E+01	H 3	3.85E+01
	Ni 63	1.35E-01	Cl 36	3.51E+00	Co 60	1.035E-06	Cl 36	2.18E+00	Cl 36	1.23E+01
	Cl 36	9.50E-02	Ni 63	3.12E-01	Cl 36	3.490E-07	Ni 63	5.67E-01	Be 10	3.44E+00
	Ar 39	4.62E-03	Ar 39	1.36E-01	Ir192	2.550E-07	Ar 39	4.65E-01	Ni 63	2.66E+00
	Ni 59	2.05E-03	Be 10	5.26E-02	Pt193	2.064E-07	Be 10	7.78E-02	Ar 39	5.74E-01
	Be 10	1.54E-03	Ni 59	1.86E-03	Ir192n	2.894E-08	Ni 59	3.22E-03	Ni 59	1.73E-02

(注意)'Dominant Nuclides'は個々の核種についての全領域における総量をもとに決定した。この場合の総量は、ブランクett交換を2年ごとに実施する領域については20年分の量として評価した。ただし、表面線量率(Contact Dose Rate)を基準にする場合には、核種ごとに最大となる領域での値をもとに、'Dominant Nuclides'を決定した。

Table 2.2.4(5) Dominant Nuclides (DREAM*)

(直後)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	9.130E+20	TOTAL	3.029E+08			TOTAL	1.125E+10	TOTAL	1.014E+10
		(%)		(%)				(%)		(%)
	Al 28	5.73E+01	Al 28	8.35E+01	Al 28	1.645E+05	Si 31	4.95E+01	H 3	3.40E+01
	H 3	2.22E+01	He 6	9.05E+00	Al 30	3.892E+03	H 3	3.06E+01	Al 28	3.35E+01
	He 6	1.20E+01	Al 29	1.92E+00	Al 29	3.549E+03	Al 28	1.16E+01	Si 31	2.50E+01
	Si 31	4.70E+00	Al 30	1.57E+00	Mg 27	2.025E+03	Mg 28	3.62E+00	Al 29	2.29E+00
	Al 29	1.69E+00	Si 31	1.35E+00	N 16	8.322E+02	Mg 27	2.15E+00	Mg 28	2.17E+00
	Mg 27	1.15E+00	N 16	8.91E-01	Na 24	5.696E+02	Na 24	9.92E-01	Mg 27	1.14E+00
	Al 30	5.72E-01	Mg 27	8.88E-01	Li 8	3.257E+02	Al 29	7.69E-01	Na 24	8.40E-01
(冷却 50 年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	1.221E+19	TOTAL	1.117E+04			TOTAL	2.076E+08	TOTAL	2.091E+08
		(%)		(%)				(%)		(%)
	H 3	1.00E+02	H 3	1.00E+02	Al 26	1.788E-05	H 3	9.99E+01	H 3	9.92E+01
	Ni 63	4.97E-03	Ni 63	1.49E-02	Nb 94	8.143E-06	Ni 63	4.38E-02	Be 10	5.33E-01
	C 14	3.81E-04	Be 10	4.25E-03	Co 60	5.994E-08	C 14	1.25E-02	Ni 63	2.44E-01
	Be 10	9.62E-05	C 14	3.30E-03	Sb 125	1.113E-10	Be 10	1.02E-02	C 14	1.24E-02
	Ni 59	6.04E-05	Nb 94	1.04E-04	Na 22	3.344E-11	Ni 59	1.99E-04	Nb 94	1.79E-03
	Nb 93m	7.25E-07	Ni 59	7.11E-05	Nb 91	3.228E-11	Nb 94	3.44E-05	Ni 59	1.27E-03
	Mo 93	5.57E-07	Al 26	5.76E-05	K 42	6.239E-12	Al 26	2.10E-05	Nb 93m	3.26E-04
(冷却 100 年)	NUCLIDE	ACTIVITY (BQ)	NUCLIDE	DECAY HEAT (W)	NUCLIDE	DOSE RATE (SV/HR)	NUCLIDE	INGESTION (SV)	NUCLIDE	INHALATION (SV)
	TOTAL	7.348E+17	TOTAL	6.735E+02			TOTAL	1.259E+07	TOTAL	1.399E+07
		(%)		(%)				(%)		(%)
	H 3	9.99E+01	H 3	9.97E+01	Al 26	1.788E-05	H 3	9.91E+01	H 3	8.92E+01
	Ni 63	5.83E-02	Ni 63	1.74E-01	Nb 94	8.129E-06	Ni 63	5.10E-01	Be 10	7.97E+00
	C 14	6.29E-03	Be 10	7.04E-02	Co 60	8.324E-11	C 14	2.05E-01	Ni 63	2.57E+00
	Be 10	1.60E-03	C 14	5.44E-02	Nb 91	3.068E-11	Be 10	1.68E-01	C 14	1.85E-01
	Ni 59	1.00E-03	Nb 94	1.72E-03	K 42	2.183E-12	Ni 59	3.28E-03	Nb 94	2.67E-02
	Nb 93m	9.22E-06	Ni 59	1.18E-03	Nb 92	1.412E-12	Nb 94	5.66E-04	Ni 59	1.90E-02
	Mo 93	9.16E-06	Al 26	9.55E-04	K 40	6.179E-13	Al 26	3.47E-04	Nb 93m	3.73E-03

(注意) 'Dominant Nuclides' は個々の核種についての全領域における総量をもとに決定した。この場合の総量は、ブランク交換を2年ごとに実施する領域については20年分の量として評価した。ただし、表面線量率(Contact Dose Rate)を基準にする場合には、核種ごとに最大となる領域での値をもとに、'Dominant Nuclides'を決定した。

2.3 放射化量データベース

2.3.1 データライブラリ

FISPACT-3の計算結果として得られた核融合動力炉の運転に伴う放射化量に係るデータを中心に、放射性廃棄物の管理/処分シナリオの評価につながるデータをデータライブラリとして整備した。また、ライブラリから必要なデータの抽出等を行うデータライブラリ処理コードを作成した。

2.3.1.1 格納したデータ

(1)放射化量計算に係るデータ

Table 2.1.1に示した5通りの検討ケース(主要構造材とブランケット交換シナリオ)について、Fig. 2.1.1に示した領域ごと(延133領域)の放射化計算の結果を、使用した計算コード等の計算条件とともにライブラリに格納した。放射化量計算に係るものとして格納したデータは以下の通りである。

1)計算条件

- ・使用した計算コード、ライブラリ
- ・中性子線/γ線エネルギー群構造
- ・領域ごとのデータ

内外径、体積、密度、組成、中性子スペクトル/フラックス、運転時間

2)計算結果

各領域について冷却期間(0, 1, 7, 30日, 0.5, 1, 10, 50, 100, 1000, 10000年)ごとに得られた以下のデータ

- ・核種ごとのデータ
 - 核種名、原子数、放射能、半減期、崩壊熱(β , α , γ)、表面線量率(Contact dose rate)、経口摂取被ばく線量(Ingestion dose)、吸入摂取被ばく線量(Inhalation dose)
- ・γ線スペクトル

(2)処理処分シナリオの評価に必要な格納データ

環境影響総合評価モデル(地下水シナリオ、操業中シナリオ等; 第4、5章参照)の評価には以下のようなデータが必要である。

- ・外部被ばく、吸入摂取および経口摂取についての線量当量(率)換算係数
- ・人工バリア/天然バリア中での分配係数、拡散係数
- ・生態系における濃縮係数、移行係数

環境影響の評価においては全ての放射化生成核種を対象にするのは現実的ではなく、着目すべき毒性(Hazard)について寄与の大きな核種(Dominant Nuclides)だけを対象とする。この点を考慮し、処理処分シナリオの評価に必要な上記データについては第4、5章に示すDominant Nuclidesに係るデータだけを格納した。

2.3.1.2 作成したデータライブラリ

133ケースの放射化量計算結果(約50MB)には約40MBのライブラリに格納すべきデータが含まれている。ライブラリ化に際しては、管理・利用等の簡便性の観点から、ライブラリ

を一つのファイルとせずに、SSTRあるいはSSTR-316等の構造材の種類ごとにデータファイルを作成した。また、単位放射能当たりの崩壊熱や線量当量等を共通ファイルとして別に作成することで、ライブラリ全体の軽量化を図った。作成したデータファイルは以下の6つである。

共通ファイル	FP3TRANS. DAT	計算条件、単位放射能当たりの崩壊熱や線量当量等を格納
個別ファイル	FP3SSTR. DAT	冷却期間ごとの原子数およびγ線スペクトルを格納
	FP3ITER. DAT	
	FP3SSTR2. DAT	
	FP3DREAM. DAT	
	FP3DREM2. DAT	

2.3.2 ライブラリのデータ格納形式

(1) 共通ファイル

1) Descriptive Information

Activation calculation (80A1)
 Calculation of the neutron fluxes (80A1)
 Neutron energy group structure (6E12.5)
 Gamma energy group structure (6E12.5)

2) Control Card

NMREAC, NMARNUC (215)

NMREAC : Number of the model reactors
 NMARNUC : Number of the reference nuclides

3) Reference Card for Each Nuclide

(NU1(i), NU2(i), NU3(i), IDNUC(i), HLIFE(i), AMASS(i), HEATB(i), HEATA(i),
 HEATG(i), DCFCD(i), DCFIG(i), DCFIH(i), i=1, NMARNUC)
 (1X, A2, I3, A1, 4X, I6, E10.3, 7X, 7E10.3)

NU1-NU2-NU3 : Alphanumeric nuclide identifier
 IDNUC : a six-digit nuclide identifier
 HLIFE : Half-life (sec)
 AMASS : mass (g/atom)
 HEATB : Heat production, β -energy (kW/atom)
 HEATA : Heat production, α -energy (kW/atom)
 HEATG : Heat production, γ -energy (kW/atom)
 DCFCD : Dose conversion factor for Contact-dose-rate ($\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{atom} \cdot \text{kg}^{-1}$)
 DCFIG : Dose conversion factor for Ingestion-dose (Sv/atom)
 DCFIH : Dose conversion factor for Inhalation-dose (Sv/atom)

Data for Each Model Reactor (4)-7) are repeated by NMREAC times.)

4) Control Card

TPMDL, NMREG (A5, 2X, I5)

TPMDL : Model identifier
NMREG : Number of the regions

5) 1st Card for a region

NRG, RGNAME, RADIN, RADOUT, VOLUM, DENS, NMELM, NMTRM, TIMEIR, FLUXT
(I3, I1X, A15, I1X, 2F9.3, E10.3, 2X, F6.4, I1X, I3, I1X, I4, I1X, I3, I1X, E9.2)

NRG : Region number
RGNAME : Region name
RADIN : Inner radius (cm)
RADOUT : Outer radius (cm)
VOLUM : Volume (cm³)
DENS : Density (g/cm³)
NMELM : Number of elements in the region
NMTRM : Number of isotopes generated in the region
TIMEIR : Irradiation time (year)
FLUXT : Total integrated neutron flux (n/cm².sec)

6) 2nd Card for a region

(IDELM(i), FRELM(i), i=1, NMELM) (4(5X, A2, 2X, E11.4))

IDELM : Element identifier
FRELM : Weight fraction (%)

7) 3rd Card for a region

(FLUX(i), i=1, I75) (6E11.4)

FLUX : Spectrum of the neutron flux in the VITAMIN-J group structures

5)-7) are repeated by NMREG times.

(2) 個別ファイル

1)-3) are repeated by NMREG times.

1) Control Card

FLNAME, NMTRM (A12, I5)

FLNAME : Output name of fispact-3
NMTRM : Number of isotopes generated in the region

2) 1st Card for a region

(IDTRM(i), (ANTRM(j, i), j=1, I1), i=1, NMTRM) (18, 6E12.5/8X, 5E12.5)

IDTRM : Transmutant identifier
ANTRM : Number of atoms of transmutant (atoms/kg)

3)2nd Card for a region

((SPECG(i), i=1,24), j=1,11) (6E13.5)

SPECG : Gamma spectrum (Mev/sec)

4)Control Card for Dominant Nuclides

NMDOM (15)

NMDOM : Number of dominant nuclides

5)Parameter Card for Each Dominant Nuclide

(CFDIS(i), CFDIF(i), CONFC(i), i=1,NMDOM) (6E13.5)

CFDIS : Distribution coefficient

CFDIF : Diffusion coefficient

CONFC : Concentration factor

2.3.3 データライブラリ処理コード

データライブラリ(共通ファイル、個別ファイル)処理コードとして、'FP3DBASE.FOR'を作成した。

(1)処理コードの機能

'FP3DBASE.FOR'は作成したデータライブラリを処理し、放射性廃棄物の管理/処分シナリオの評価に使用するデータを取り出すためのコードである。主な機能は以下の通りである。

- 1)指定する領域について'Dominant Nuclides'およびその量を入力する。
領域は最大3領域まで指定でき、最大20核種までの'Dominant Nuclides'が出力できる。
- 2)指定する領域について、指定する核種の冷却期間ごとの存在量を入力する。
領域は最大5領域まで指定でき、最大6核種まで指定可能。炉停止直後から10000年後までの各冷却期間における値を入力する。
- 3)全領域の指定する冷却期間について、指定する核種の存在量を入力する。
最大5核種まで指定できる。
- 4)指定する領域についてγ線スペクトルを入力する。
領域は最大5領域まで指定できる。

(2)入出力ファイルの構成

本処理コードはTable 2.3.1に示すデータファイルを必要とし、個別ファイル名および処理結果出力ファイル名は入力データの中で指定する。(Fig. 2.3.1参照)

Table 2.3.1 必要とする入出力ファイル

入出力ファイル名	備 考
共通ファイル	FP3. TRANS. DAT
個別ファイル	FP3SSTR. DAT, FP3ITER. DAT, FP3SSTR2. DAT, FP3DREAM. DAT, FP3DREM2. DAT のいずれか1つ
処理結果出力ファイル	処分シナリオ等で必要とするデータの出力

(3)入力データ形式

‘FP3DBASE. FOR’の入力データ形式を以下に示す。ある条件の場合にだけ入力が必要となるデータは [] 内に満たすべき条件を、またパラメータ値の制限がある場合には { } 内に制限値を、それぞれ記載した。

1)Set-1 タイトル／ファイルの指定

FORMAT (A72) / (A12, 2X, A12)

変 数 名	書 式	カラム	内 容
TITLE	A72	1-72	データ処理のタイトル
FINP	A12	1-12	使用する個別ファイル名
FOUT	A12	15-26	処理結果出力ファイル名

2)Set-2 処理の指定 -1

FORMAT (15)

変 数 名	書 式	カラム	内 容
LPROC	15	1- 5	出力内容の指定 = 0 : ‘Dominant Nuclides’ の出力 = 1 : 指定する核種の出力(全期間) = 2 : 指定する核種の出力(全領域) = 3 : γ線スペクトルの出力

3)Set-3 ‘Dominant Nuclides’の出力 [LPROC = 0]

3)-1. 領域数等の指定

FORMAT (415)

変 数 名	書 式	カラム	内 容
NREGN	15	1- 5	指定する領域数 (≤ 3)
IDTIM	15	6-10	‘Dominant Nuclides’を評価する冷却期間を一つ指定する。 1- 直後 7- 10年 2- 1日 8- 50年 3- 1週間 9- 100年 4- 1月 10- 1000年

変数名	書式	カラム	内 容
			5- 0.5年 11- 10000年 6 1年
IDMNT	15	11-15	Dominantの判定基準に用いる量 0- Atoms* ¹ 1- Activity (Bq/kg) 2- Heat (W/m ³) 3- Contact dose rate (Sv/hr) 4- Ingestion dose (Sv/kg) 5- Inhalation dose (Sv/kg)
NMNUC	15	16-20	出力する'Dominant Nuclides'数 (≤20) 省略した場合には NMNUC-10 が指定される。

*1) '0'を指定した場合には放射性核種だけを対象に、その原子数について降順に'NMNUC'個の核種が出力される。

3) 2. 領域の指定

FORMAT (315)

変数名	書式	カラム	内 容
IDREG(i)	15	1-15	領域を表すID番号* ² Table 2.3.2に示す番号を'NREGN'個、昇順に指定する。

*2) ID番号として'99'を指定すると、個々の核種についての全領域における総量をもとに、'Dominant Nuclides'を決定する。この場合の総量は、ブランケット交換を2年ごとに実施する領域については20年分の量を評価する。ただし、'IDMNT=3'の場合には、核種ごとに最大となる領域での表面線量率をもとに、'Dominant Nuclides'を決定する。

4) Set 4 指定する核種の出力 [LPROC = 1]

4)-1. 核種数等の指定

FORMAT (315)

変数名	書式	カラム	内 容
NREGN	15	1- 5	指定する領域数 (≤5)
NMNUC	15	6-10	出力する核種数 (≤6)
IDMNT	15	11-15	核種について出力する量 0- Atoms 1- Activity (Bq/kg) 2- Heat (W/m ³) 3- Contact dose rate (Sv/hr) 4- Ingestion dose (Sv/kg) 5- Inhalation dose (Sv/kg)

4)-2. 領域の指定

FORMAT (515)

変数名	書式	カラム	内 容
IDREG(i)	15	1-25	領域を表す1D番号*1 Table 2.3.2に示す番号を'NREGN'個、昇順に指定する。

*1) 1D番号として'99'を指定すると、個々の核種の全領域における総量を出力する。この場合の総量は、ブランケット交換を2年ごとに実施する領域については20年分の量を評価する。ただし、'IDMNT=3'の場合には1D番号として'99'は指定できない。

4)-3. 核種の指定

FORMAT (617)

変数名	書式	カラム	内 容
INUCL(i)	17	1-42	核種を表す1D番号 'NMNUC'個の核種を $Z*10000+A*10+M$ で昇順に指定する。ここで、 Z : 原子数 A : 質量数 M : 0/1-2=stable, isomer

5) Set-5 指定する核種の出力 [LPROC = 2]

5)-1. 核種数等の指定

FORMAT (315)

変数名	書式	カラム	内 容
NMNUC	15	1-5	出力する核種数 { ≤ 5 }
IDTIM	15	6-10	出力する冷却期間 1- 直後 7- 10年 2- 1日 8- 50年 3- 1週間 9- 100年 4- 1月 10- 1000年 5- 0.5年 11- 10000年 6- 1年
IDMNT	15	11-15	核種について出力する量 0- Atoms 1- Activity (Bq/kg) 2- Heat (W/m ²) 3- Contact dose rate (Sv/hr) 4- Ingestion dose (Sv/kg) 5- Inhalation dose (Sv/kg)

5)-2. 核種の指定

FORMAT (517)

変 数 名	書 式	カラム	内 容
INUCL(i)	I7	1-35	核種を表す I D 番号 'NMNUC' 個の核種を $Z*10000+A*10+M$ で 昇順に指定する。ここで、 Z : 原子数 A : 質量数 M : 0/1-2=stable isomer

6)Set-6 γ 線スペクトルの出力 [LPROC = 3]

6) 1. 領域数の指定

FORMAT (315)

変 数 名	書 式	カラム	内 容
NREGN	I5	1- 5	指定する領域数 (≤ 5)
IDTIM	I5	6-10	γ 線スペクトルを出力する冷却期間 1- 直後 7- 10年 2- 1日 8- 50年 3- 1週間 9- 100年 4- 1月 10- 1000年 5- 0.5年 11- 10000年 6- 1年
KSPEC	I5	11-15	出力単位 0 MeV sec 1- photons sec

6)-2. 領域の指定

FORMAT (515)

変 数 名	書 式	カラム	内 容
IDREG(i)	I5	1-25	領域を表す I D 番号 Table 2.3.2に示す番号を 'NREGN' 個、昇 順に指定する。

Table 2.3.2 領域 I D 番号一覧

I D 番号	SSTR / SSTR-316	SSTR-2	DREAM / DREAM*
1	(Torus center) Helium can	(Torus center) Helium can	
2	Superconducting magnet	Superconducting magnet	
3	Thermal insulator	Thermal insulator	
4	Back wall	Back wall (1)	
5	Inboard shield	Inboard shield	
6	Front wall	Front wall (1)	
7	Back wall	Back wall (2)	
8	Permanent breeding zone	Permanent breeding zone	
9	Front wall	Front wall (2)	
10	Back wall	Back wall (2)	
11	Second breeding zone	Second breeding zone	
12	Partition wall	Partition wall (2)	
13	Neutron multiplier	Neutron multiplier	
14	Partition wall	Partition wall (1)	
15	First breeding zone	First breeding zone	
16	First wall	First wall	
17	(Plasma center) First wall	(Plasma center) First wall	(Plasma center) CVD coated layer
18	First breeding zone	First breeding zone	First wall
19	Partition wall	Partition wall (2)	Beryllium block layer
20	Neutron multiplier	Neutron multiplier	Cooling channel
21	Partition wall	Partition wall (1)	First breeding zone
22	Second breeding zone	Second breeding zone	Second breeding zone
23	Back wall	Back wall (2)	Third breeding zone
24	Support structure	Support structure	Hot shield
25	Front wall	Front wall (2)	CVD coated layer
26	Permanent breeding zone	Permanent breeding zone	Shield
27	Back wall	Back wall (2)	Cryostat
28	Support structure	Support structure	Thermal insulator
29	Front wall	Front wall (1)	Superconducting magnet
30	Outboard shield	Outboard shield	Helium can
31	Back wall	Back wall (1)	
32	Thermal insulator	Thermal insulator	
33	Helium can	Helium can	
34	Superconducting magnet	Superconducting magnet	
35	Helium can	Helium can	

(4) 入力データ

処理コード'FP3DBASE.FOR'の入力データの例をFig. 2.3.1に示す。また、FACOMを使用する場合のJOB制御文(入力データを含む)の例をFig. 2.3.2に示す。

```

      1      2  --+---3---+      4      5      6      7
SAMPLE DATA      DOMINANT -
FP3SSTR DAT      SAMPLE1 OUT
0
3  9  1  20
17 25 99

```

```

      1      2  +- -3  +      4      5      6      7
SAMPLE DATA      NUCLIDES / COOLING TIME
FP3DREN2 DAT      SAMPLE2 OUT
1
4  6  2
18 21 24 99
60140 130260 170360 280630 781930 822071

```

```

      1  ----      2  +  --3- - +      4      5      6      7
SAMPLE DATA      NUCLIDES / REGION -
FP3SSTR2 DAT      SAMPLE3 OUT
2
5  9  4
60140 130260 170360 280630 781930

```

```

      - -1-  - -2---1-- 3-----+      4- ---      5      6      7
SAMPLE DATA  - GAMMA SPECTRUM -
FP3ITER DAT  SAMPLE4 OUT
3
5  9  1
17 18 22 26 29

```

Fig. 2.3.1 'FP3DBASE.FOR'の入力データ例

```

-----+-----1-----+-----2-----+-----3-----+-----4-----+-----5-----+-----6-----+-----7
      T(02) C(02) W(00) I(02)
// EXEC FORTEX, SO=' J****. DBASE', Q=' . FORT', A=' ELM(*)'
//SYSPRINT DD DUMMY
// EXEC LKEDEX
//SYSPRINT DD DUMMY
// EXEC GOEX
//SYSIN DD *
SAMPLE DATA   - DOMINANT -
FP3SSTR. DAT   SAMPLE1. OUT
      0
      3      9      1      20
      17     25     99
//LPSEP EXEC LPSEP, MSG='SEKI'

```

Fig. 2.3.2 'FP3DBASE.FOR' の J O B 制御文例

注意) 上記 **** には使用者 I D を入れる。また、DBASE.FORT のメインルーチン DBASE 中の USID='J7046' の 7046 も使用者 I D に変更する必要がある。

-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7-----8
 # SAMPLE DATA - NUCLIDES / COOLING TIME -

REGION : DREN2 18

(DECAY HEAT)

COOLING TIME (SEC)	C 14 (W/M ³)	Al 26 (W/M ³)	Cl 36 (W/M ³)	Ni 63 (W/M ³)	Pt193 (W/M ³)	Pb207m (W/M ³)
0.0000E+00	3.477E-03	1.157E-05	4.627E-04	6.421E-05	1.494E-07	2.417E-02
8.6400E+04	3.477E-03	1.157E-05	4.627E-04	6.421E-05	1.496E-07	0.000E+00
6.0480E+05	3.477E-03	1.157E-05	4.627E-04	6.420E-05	1.501E-07	0.000E+00
2.5920E+06	3.477E-03	1.157E-05	4.627E-04	6.418E-05	1.503E-07	0.000E+00
1.5779E+07	3.477E-03	1.157E-05	4.627E-04	6.399E-05	1.495E-07	0.000E+00
3.1558E+07	3.477E-03	1.157E-05	4.627E-04	6.377E-05	1.484E-07	0.000E+00
3.1558E+08	3.473E-03	1.157E-05	4.627E-04	5.991E-05	1.313E-07	0.000E+00
1.5779E+09	3.456E-03	1.157E-05	4.627E-04	4.541E-05	7.597E-08	0.000E+00
3.1558E+09	3.435E-03	1.157E-05	4.626E-04	3.211E-05	3.835E-08	0.000E+00
3.1558E+10	3.081E-03	1.156E-05	4.617E-04	6.285E-08	1.738E-13	0.000E+00
3.1558E+11	1.037E-03	1.146E-05	4.522E-04	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00

REGION : DREN2 21

(DECAY HEAT)

COOLING TIME (SEC)	C 14 (W/M ³)	Al 26 (W/M ³)	Cl 36 (W/M ³)	Ni 63 (W/M ³)	Pt193 (W/M ³)	Pb207m (W/M ³)
0.0000E+00	2.336E-03	1.187E-06	2.632E-04	3.814E-05	2.216E-08	1.256E-02
8.6400E+04	2.336E-03	1.187E-06	2.632E-04	3.814E-05	2.218E-08	0.000E+00
6.0480E+05	2.336E-03	1.187E-06	2.632E-04	3.813E-05	2.226E-08	0.000E+00
2.5920E+06	2.336E-03	1.187E-06	2.632E-04	3.812E-05	2.229E-08	0.000E+00
1.5779E+07	2.336E-03	1.187E-06	2.632E-04	3.801E-05	2.217E-08	0.000E+00
3.1558E+07	2.336E-03	1.187E-06	2.632E-04	3.787E-05	2.202E-08	0.000E+00
3.1558E+08	2.333E-03	1.187E-06	2.632E-04	3.558E-05	1.947E-08	0.000E+00
1.5779E+09	2.322E-03	1.187E-06	2.632E-04	2.697E-05	1.127E-08	0.000E+00
3.1558E+09	2.308E-03	1.187E-06	2.632E-04	1.907E-05	5.688E-09	0.000E+00
3.1558E+10	2.070E-03	1.186E-06	2.626E-04	3.733E-08	2.578E-14	0.000E+00
3.1558E+11	6.968E-04	1.176E-06	2.572E-04	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00

Fig. 2.3.3(2) 出力形式 '指定核種 - 全期間'

1 - - - 2 - - - 3 - - - 4 - - - 5 - - - 6 - - - 7 - - - 8
 # REGION : DREM2 24

(DECAY HEAT)

COOLING TIME (SEC)	C 14 (W/M ³)	Al 26 (W/M ³)	Cl 36 (W/M ³)	Ni 63 (W/M ³)	Pt193 (W/M ³)	Pb207m (W/M ³)
0.0000E+00	4.871E-02	2.130E-06	7.017E-03	7.537E-04	2.172E-06	2.375E-03
8.6400E-04	4.871E-02	2.130E-06	7.017E-03	7.536E-04	2.172E-06	0.000E+00
6.0480E-05	4.871E-02	2.130E-06	7.017E-03	7.536E-04	2.173E-06	0.000E+00
2.5920E-06	4.871E-02	2.130E-06	7.017E-03	7.532E-04	2.172E-06	0.000E+00
1.5779E-07	4.871E-02	2.130E-06	7.017E-03	7.510E-04	2.160E-06	0.000E+00
3.1558E-07	4.871E-02	2.130E-06	7.016E-03	7.484E-04	2.145E-06	0.000E+00
3.1558E-08	4.866E-02	2.130E-06	7.016E-03	7.032E-04	1.897E-06	0.000E+00
1.5779E-09	4.842E-02	2.130E-06	7.016E-03	5.330E-04	1.098E-06	0.000E+00
3.1558E-09	4.813E-02	2.130E-06	7.015E-03	3.769E-04	5.541E-07	0.000E+00
3.1558E-10	4.316E-02	2.128E-06	7.000E-03	7.377E-07	2.512E-12	0.000E+00
3.1558E-11	1.453E-02	2.109E-06	6.857E-03	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00

REGION : DREM2 99

(DECAY HEAT)

COOLING TIME (SEC)	C 14 (W)	Al 26 (W)	Cl 36 (W)	Ni 63 (W)	Pt193 (W)	Pb207m (W)
0.0000E+00	1.979E+02	6.568E-03	3.169E+01	5.633E+00	4.756E-04	3.465E+01
8.6400E-04	1.979E+02	6.568E-03	3.169E+01	5.633E+00	4.758E-04	0.000E+00
6.0480E-05	1.979E+02	6.568E-03	3.169E+01	5.632E+00	4.762E-04	0.000E+00
2.5920E-06	1.979E+02	6.568E-03	3.169E+01	5.630E+00	4.762E-04	0.000E+00
1.5779E-07	1.979E+02	6.568E-03	3.169E+01	5.613E+00	4.735E-04	0.000E+00
3.1558E-07	1.979E+02	6.568E-03	3.169E+01	5.594E+00	4.703E-04	0.000E+00
3.1558E-08	1.977E+02	6.567E-03	3.169E+01	5.256E+00	4.158E-04	0.000E+00
1.5779E-09	1.968E+02	6.567E-03	3.169E+01	3.984E+00	2.407E-04	0.000E+00
3.1558E-09	1.956E+02	6.567E-03	3.169E+01	2.817E+00	1.215E-04	0.000E+00
3.1558E-10	1.754E+02	6.561E-03	3.162E+01	5.514E-03	5.507E-10	0.000E+00
3.1558E-11	5.905E+01	6.505E-03	3.097E+01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00

Fig. 2.3.3(2) 出力形式 '指定核種 - 全期間' (続き)

-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7----- 8
 # SAMPLE DATA - NUCLIDES / REGION -

MODEL : SSTR2

(INGESTION)

REGION NO.	VOLUME (M3)	MASS (KG)	C 14 (SV/KG)	Al 26 (SV/KG)	Cl 36 (SV/KG)	Ni 63 (SV/KG)	Pt193 (SV/KG)
1	3.225E+02	5.985E+05	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
2	4.734E+02	3.298E+06	3.915E-07	1.828E-13	6.743E-19	4.250E-05	0.000E+00
3	4.072E+01	6.859E+04	3.743E-03	6.476E-10	1.120E-15	0.000E+00	0.000E+00
4	2.491E+01	1.730E+05	1.504E-06	2.418E-12	1.193E-16	1.860E-06	0.000E+00
5	2.467E+02	1.714E+06	5.874E-04	3.771E-09	1.685E-11	6.961E-04	5.186E-14
6	1.994E+01	1.385E+05	3.917E-03	5.032E-08	6.635E-10	4.331E-03	1.316E-07
7	1.952E+01	7.321E+04	2.927E-15	3.529E-04	4.086E-17	0.000E+00	0.000E+00
8	5.064E+01	3.403E+05	6.708E-14	2.211E-04	2.820E-16	7.741E-12	0.000E+00
9	5.441E+00	2.041E+04	1.452E-11	4.139E-03	2.678E-14	0.000E+00	0.000E+00
10	5.403E+01	2.026E+05	2.646E-15	4.907E-04	4.476E-18	0.000E+00	0.000E+00
11	5.697E+02	8.699E+05	5.913E-03	1.327E-07	6.093E-13	1.029E-04	2.401E-12
12	1.656E+01	2.074E+04	3.605E-03	3.570E-03	5.187E-16	0.000E+00	0.000E+00
13	2.910E+02	2.938E+05	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
14	1.577E+01	2.285E+04	1.307E-02	6.200E-06	1.742E-10	2.921E-03	3.080E-08
15	1.573E+01	1.885E+04	3.677E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
16	4.694E+01	1.760E+05	4.073E-10	4.200E-02	5.608E-14	0.000E+00	0.000E+00
17	9.389E+01	3.521E+05	4.078E-10	4.198E-02	5.608E-14	0.000E+00	0.000E+00
18	3.146E+01	3.770E+04	3.687E-02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
19	3.155E+01	3.952E+04	8.662E-03	2.015E-02	1.505E-14	0.000E+00	0.000E+00
20	5.820E+02	5.875E+05	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
21	3.312E+01	4.800E+04	6.214E-03	1.090E-06	1.033E-10	2.065E-03	2.221E-09
22	1.139E+03	1.739E+06	5.878E-03	1.326E-07	6.671E-13	1.065E-04	2.416E-12
23	1.081E+02	4.054E+05	2.634E-15	4.904E-04	4.459E-18	0.000E+00	0.000E+00
24	7.395E+01	5.913E+04	3.716E-03	1.150E-06	1.212E-10	2.099E-03	7.476E-06
25	1.138E+01	4.268E+04	7.583E-12	3.464E-03	1.596E-14	0.000E+00	0.000E+00
26	1.058E+02	7.110E+05	3.604E-14	1.847E-04	1.647E-16	5.156E-12	0.000E+00
27	4.071E+01	1.527E+05	1.620E-15	2.965E-04	2.770E-17	0.000E+00	0.000E+00
28	2.802E+02	2.240E+05	1.537E-03	4.851E-08	7.299E-11	1.458E-03	2.044E-08
29	4.684E+01	3.254E+05	3.116E-03	2.478E-08	4.473E-10	3.575E-03	7.079E-09
30	8.622E+02	3.878E+06	6.681E-04	1.350E-09	2.157E-11	7.566E-04	1.123E-16
31	6.093E+01	4.232E+05	1.910E-08	1.805E-13	1.873E-20	2.345E-08	0.000E+00
32	7.105E+02	1.197E+06	1.606E-05	1.364E-11	1.978E-19	0.000E+00	0.000E+00
33	1.423E+02	2.641E+05	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
34	1.278E+03	8.903E+06	5.959E-11	3.488E-17	0.000E+00	7.100E-09	0.000E+00
35	4.339E+02	8.052E+05	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
MAXIMUM			3.687E-02	4.200E-02	6.635E-10	4.331E-03	7.476E-06
AVERAGE			8.667E-04	8.452E-04	1.361E-11	2.453E-04	1.658E-08

Fig. 2.3.3(3) 出力形式 '指定核種 - 全領域'

(注意)ここで出力されるVOLUMEおよびMASSは、20年分の総量である。

-----1-----2-----3-----4-----5-----6-----7-----8
 # SAMPLE DATA - GAMMA SPECTRUM -
 # COOLING TIME : 100 YEARS

(PHOTONS/SEC)

ENERGY (MEV)		ITER 17	ITER 18	ITER 22	ITER 26	ITER 29
LOWER	UPPER					
0.00E+00	1.00E-02	6.79414E+08	0.00000E+00	1.47992E-07	1.76893E-07	7.86512E+07
1.00E-02	2.00E-02	1.92221E+09	0.00000E+00	4.40519E-07	6.31351E-07	2.29121E+07
2.00E-02	5.00E-02	2.15015E+03	0.00000E+00	1.01046E+02	1.78858E+02	8.52229E-01
5.00E-02	1.00E-01	1.17378E+01	0.00000E+00	7.86599E-02	1.03053E-01	1.51624E-02
1.00E-01	2.00E-01	7.51433E-01	0.00000E+00	6.07730E-04	2.77257E-03	6.29577E-06
2.00E-01	3.00E-01	5.67924E-01	0.00000E+00	4.59312E-04	2.09546E-03	4.75824E-06
3.00E-01	4.00E-01	1.39967E+03	0.00000E+00	9.13246E+01	5.97746E+01	6.88160E+01
4.00E-01	6.00E-01	7.52218E+06	0.00000E+00	1.25760E+05	1.49728E+05	3.56098E+04
6.00E-01	8.00E-01	8.71779E+06	0.00000E+00	2.13116E+05	2.80906E+05	7.22149E+04
8.00E-01	1.00E+00	8.40532E+06	0.00000E+00	2.05673E-05	2.70967E+05	6.97461E+04
1.00E+00	1.22E+00	1.96118E+07	0.00000E+00	1.28001E+06	8.37784E-05	9.64532E+05
1.22E+00	1.44E+00	1.86051E+07	0.00000E+00	1.21431E-06	7.94782E-05	9.15023E+05
1.44E+00	1.66E+00	2.91454E-01	0.00000E+00	5.53447E-05	2.05634E-04	4.95046E-07
1.66E+00	2.00E+00	5.05943E-02	0.00000E+00	2.88740E-01	4.01071E-01	3.98390E-03
2.00E+00	2.50E+00	1.96043E+02	0.00000E+00	1.27944E+01	8.37418E+00	9.64107E-00
2.50E+00	3.00E+00	1.81954E+00	0.00000E+00	2.29274E-02	1.56291E-02	1.66536E-02
3.00E+00	4.00E+00	8.59806E-04	0.00000E+00	6.95374E-07	3.17240E-06	7.20371E-09
4.00E+00	5.00E+00	5.22847E-05	0.00000E+00	4.22858E-08	1.92915E-07	4.38058E-10
5.00E+00	6.50E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
6.50E+00	8.00E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
8.00E+00	1.00E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
1.00E+01	1.20E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
1.20E+01	1.40E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00

Fig. 2.3.3(4) 出力形式 'γ線スペクトル'

3. 核融合動力炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物

3.1 放射性廃棄物の区分方法

核融合動力炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物の処分シナリオを安全性の観点から評価するためには処分量の算定が必要であり、その算定の基礎とすべき放射性廃棄物の区分方法について検討する必要がある。ここでは、世界各国における放射性廃棄物区分の現状および考え方についての調査結果を述べ、その結果を踏まえた日本における核融合動力炉に係る放射性廃棄物の区分方法について提案する。

3.1.1 区分の現状^{13) - 15)}

(1) イギリス

1) イギリスの固体廃棄物の分類システムは、「長年にわたって確立した慣例」から導かれている。

2) 固体廃棄物の区分

Very Low-level Waste

比放射能 $0.4 \text{ MBq/t} \sim \beta/\gamma$ 比放射能 20 MBq/t

Low-level Waste ... Drigg処分サイトの慣例

遮蔽されていない β/γ 廃棄物の表面線量率 $\leq 7.5 \text{ mGy/h}$

1日に埋設される全物質の比放射能の平均値 $\leq 4 \alpha\text{-GBq/t}, 12 \beta\text{-GBq/t}$

Intermediate-level Waste

貯蔵または処分施設の設計において発熱を考慮する必要のない廃棄物

(概ね、 $10 \sim 100 \text{ TBq/t}$ または $5 \sim 50 \text{ W/t}$)

High-level or Heat-generating Waste

使用済燃料、燃料再処理から発生する放射性廃棄物

(2) スイス

1) 処分システム全体としての性能を満足するようにサイトごとに基準を定める。

処分場閉鎖後の公衆の放射線被ばく限度 0.1 mSv/y

2) 発生源による分類

W A 使用済燃料の再処理によって発生する廃棄物

R A 原子力発電所の運転によって発生する廃棄物

S A 原子力発電所のコンディショニングによって発生する廃棄物

M I F 医療、産業および研究によって発生する廃棄物

(3) ドイツ

1) すべてのタイプの放射性廃棄物は深地層処分される。

処分場閉鎖後の公衆の放射線被ばく限度 0.3 mSv/y

2) 処分のための分類(規制目的のものとは異なる)

Heat-generating Waste

Non Heat-generating Waste

さらに、発生源、廃棄体の形態、容器の観点から分類する。

(4) スウェーデン

1) 使用済燃料の地層処分に關する安全要件

処分場閉鎖後の公衆の放射線被ばく限度 0.1 mSv/y
 モニタリングや監視に依存しない処分施設の長期安全性
 独立した多重バリアに基づく長期安全性

(5) フランス

1) 短・中半減期かつ低・中レベル比放射能の固体廃棄物の長期貯蔵のための地表施設の設計と操作について的一般原則

処分場による公衆の放射線被ばく限度 1.0 mSv/y

2) 固体廃棄物の分類

長半減期放射性核種を含まないもの

主に半減期が30年以内の β 、 γ 核種を含む低・中レベル廃棄物

処理後に一時貯蔵されているTRU廃棄物

ガラス固化後に一時貯蔵されている高レベル廃棄物

長半減期放射性核種を含むもの

(6) 日本

1) 一般的な分類

高レベル放射性廃棄物 …… 使用済燃料の再処理工程において発生する廃液。

低レベル放射性廃棄物 …… 高レベル放射性廃棄物以外の放射性廃棄物であり、放射能レベルが低く、発熱の問題もない。

↓
 α 廃棄物 (TRU廃棄物、ウラン廃棄物)

β 、 γ 廃棄物

・埋設処分の濃度上限値を上回るもの

・埋設処分の濃度上限値を下回り、無拘束限界値を上回るもの

・無拘束限界値を下回るもの

R1廃棄物

2) 埋設処分の濃度上限値

Table 3.1.1とTable 3.1.2に埋設処分の濃度上限値を示す。

Table 3.1.1

原子炉からの低レベル廃棄物で、容器に固型化したもの、および容器に固型化することが困難な金属性廃棄物であって開口部の密閉等の処理をしたものの埋設放射能濃度上限値

核 種	濃度上限値(Bq/t)
^{14}C	3.7×10^{10}
^{60}Co	1.11×10^{13}
^{63}Ni	1.11×10^{12}
^{90}Sr	7.4×10^{10}
^{137}Cs	1.11×10^{12}
α 核種	1.11×10^9

(文献15)より)

Table 3.1.2 原子炉からの低レベル廃棄物で、コンクリート等(鉄筋類を含む)の埋設放射能濃度上限値

核 種	コンクリートの放射化生成物を含み、容器に固型化されたもの	容器に固型化されていないもの	
		コンクリートの放射化生成物を含まないもの	コンクリートの放射化生成物を含むもの
	濃度上限値(Bq/t)	濃度上限値(Bq/t)	濃度上限値(Bq/t)
^3H		3.0×10^9	3.0×10^9
^{14}C	3.7×10^{10}	1.1×10^9	1.1×10^9
^{41}Ca	3.1×10^9		1.5×10^9
^{60}Co	1.11×10^{13}	8.1×10^9	8.1×10^9
^{63}Ni	1.11×10^{12}	7.2×10^9	7.2×10^9
^{90}Sr	7.4×10^{10}	4.7×10^9	4.7×10^9
^{137}Cs	1.11×10^{12}	1.0×10^9	1.0×10^9
^{152}Eu			3.6×10^9
α 核種	1.11×10^9	1.7×10^7	1.7×10^7

(文献15)より)

3.1.2 区分に際しての考え方

(1) IAEAの考え方¹⁶⁾

(1)-1. 基本的な考え方

- 1) 安全性の観点からの区分システムであり、規制あるいはプロセスエンジニアリングの観点からは考慮しない。
- 2) 放射性廃棄物管理の統一性を保つためには、処分の観点から区分を開始することか合理的である。
- 3) 区分システムの作成手法
 - ・ 区分システムの定義(対象とする放射性廃棄物の種類、適用対象となるレベル etc.)
 - ・ 対象領域の定義(作業者の被ばく、公衆の被ばく、発熱量 etc.)
 - ・ 規制/技術上の制約の考慮(年間発生量、放射性核種の組成と濃度、被ばくシナリオ、規制値 etc.)
 - ・ 区分のためのパラメータの選択(発生源、放射性核種としての性質、物理/化学/生物学的性質 etc.)
 - ・ 可能性のあるシナリオ、設計等のサイト固有の問題に対する選択
 - ・ 区分クラスの設定

(1)-2. 区分システムに関する提案

- 1) 従来の区分(IAEA, Technical Report Series No.101)¹⁷⁾の問題点
 - ・ 放射性廃棄物管理(特に安全性の観点)との明白な関連性がない
 - ・ クラス間の定量的な境界がない
 - ・ 極微量の放射性物質だけを含む廃棄物クラスの認識がない
- 2) 修正された区分システム
 - ・ 固体廃棄物に適用可能

- ・処分施設に対する放射能限度は、個々の放射性核種の特徴に依存

Table 3.1.3 IAEAの提案する放射性廃棄物区分の目安

廃棄物の種類	区 分 の 目 安	処分の選択肢
規制除外廃棄物 (E W)	公衆の構成員に対する年間個人線量 0.01mSv に基づいて設定された基準値以下の廃棄物 IAEAの試算... $10^{-1} \sim 10^4$ Bq/g 条件付規制除外の場合もあり得る。	放射線管理の観点からの要件はなし
低および中レベル廃棄物 (L I L W)	規制除外廃棄物の放射能基準値を上回り、発熱量が約 2kW/m^3 以下の廃棄物	
短寿命廃棄物 (L I L W-SL)	長寿命核種(半減期が約30年以上の核種)が制限値以下の廃棄物 長寿命の α 核種の濃度が、個々の廃棄物パッケージで 4000Bq/g 、廃棄物パッケージの平均で 400Bq/g	浅地中処分 または 深地層処分
長寿命廃棄物 (L I L W-LL)	短寿命廃棄物に対する基準値を上回る濃度で長寿命核種を含む廃棄物	深地層処分
高レベル廃棄物 (H L W)	発熱量が約 2kW/m^3 を上回り、短寿命廃棄物に対する基準値を上回る濃度で長寿命核種を含む廃棄物	深地層処分

注)個々の放射性核種で濃度限度が異なり、実際の処分施設に係わる計画においても、人工バリアの種類、制度的管理期間、サイト固有の要因等によっても濃度限度が異なるため、放射性廃棄物の浅地中処分と深地層処分の間の一般的な境界を定めることは不可能であると考えられる。

(2)日本の考え方(原子力安全委員会)^{1)2)・20)}

(2)-1. 基本的な考え方

- 1)放射性固体廃棄物の処分に起因する一般公衆の被ばく線量が、被ばく管理の観点からは考慮する必要のない低い線量であれば、放射線障害防止の観点からの規制除外が考えられる。
- 2)現在および将来における複数の線源や活動から被ばくする可能性を考慮しても、一般公衆が線量限度を超えて被ばくすることがないように、規制除外した放射性固体廃棄物に起因する被ばくの算定結果を、線量限度に比較して十分小さくする。
- 3)低レベル放射性固体廃棄物の浅地中処分における段階的管理では、最終段階の時点において、埋設された放射性廃棄物によって一般公衆の受ける恐れのある被ばく線量が、被ばく管理の観点からは処分場を管理する必要のない低い線量となることを基準とする。

(2)-2. 核分裂炉に起因する放射性廃棄物等の処分方策

1)埋設処分の観点からの分類

- ・極低レベル廃棄物... 規制除外(現時点では限度値等は定められていない。)
- ・低レベル廃棄物... 浅地埋設処分
- ・高レベル廃棄物... 深地層埋設処分

- 2) ICRPの規制免除の考え方(「 10^{-6} /年以下の死亡確率は、個人のリスクとして無視できる」, Publ. 46)²¹⁾に基づき、管理期間終了後の一つの線源からの年個人線量を 0.01mSv (10^{-6} /年に相当する 0.1mSv の $1/10$)以下に制限する。
- 3) 管理期間を300年として、被ばく経路あるいはパラメータ等は IAEA TECDOC-401²²⁾に示された条件のもとに、原子炉施設から発生する廃棄物に含まれる放射性核種のうち、放射線防護の観点から重要である代表的な核種について定めた濃度上限値(Table 4.2.2)に基づいて処分する。

Table 3.1.4 放射性固体廃棄物の陸地処分に関する埋設濃度上限値

核 種	埋設事業の許可申請に係る 放射性廃棄物の放射能濃度		アメリカ ^{注1} (10CFR Part61)	フランス ^{注2} (ラマツェ埋設基準)
	計算値($\mu\text{Ci/g}$)	上限値(Bq/t)	上限値(Bq/m^3)	上限値(Bq/t)
^{14}C	0.1	3.7×10^{10}	2.96×10^{11}	
^{60}Co	30	1.11×10^{13}		4.81×10^{13}
^{63}Ni	3	1.11×10^{12}	2.59×10^{13}	
^{90}Sr	0.2	7.4×10^{10}	2.59×10^{14}	7.4×10^{11}
^{137}Cs	3	1.11×10^{12}	1.70×10^{14}	4.81×10^{12}
α 核種	0.003	1.11×10^9	$3.7 \times 10^9 (\text{Bq/t})$	3.7×10^9

(文献19)より)

注1 固化体を5m以深に埋設するか、500年間は偶発的侵入を防護できるバリアを設ける処分の場合の固化体1体当たりの上限値。 α 核種の値は、半減期5年を超えるTRU核種に対するもので、その他に、 ^{241}Pu 、 ^{242}Cm に対してそれぞれ $1.30 \times 10^{11}\text{Bq/t}$ 、 $7.4 \times 10^{11}\text{Bq/t}$ と定められている。

注2 固化体埋設時の1体当たりの上限値。 α 核種の濃度は300年後の値。

(3) その他の考え方 - P. Rocco & M. Zucchettiの提案^{11), 12)}に準じた区分

- 1) 極低レベル廃棄物 ... 年間個人線量 0.01mSv に基づく濃度限度値以下の廃棄物。
(0.4Bq/g 以下)
- 2) 低レベル廃棄物 ... 極低レベル廃棄物の濃度限度値を上回るもののうち、次の条件を満たす廃棄物。
 - ・発熱量が 10W/m^3 以下
 - ・遮蔽されていない廃棄物の表面線量率が 20mSv/h 以下
- 3) 高レベル廃棄物 ... 上記以外の廃棄物

3.1.3 区分方法の提案

2章で述べた放射化量の計算結果から、SSTR、SSTR-316及びSSTRについて発生する放射性廃棄物の表面線量率が100年冷却後に、それぞれ 1mSv/h 、 20mSv/h 、 10mSv/h 以下に下がっており、また、DREAM及びDREAM⁺については既に50年冷却の時点で、それぞれ 1mSv/h 、 0.1mSv/h を下回っていることがわかる。つまり、P. ROCCOらの提案する区分値に従えば、核融合動力炉に起因する放射性廃棄物はすべて低レベル以下の廃棄物として処分できることになる。これはIAEAの提案する区分値に基づく場合でも同様であり、やはり全ての廃棄物を浅地中処分の対象とすべき低レベル廃棄物あるいは将来的には規制除外の対象となる可能性のある極低レベル廃棄物として区分することが可能である。

しかし、これらの方法による区分限度値は、現在六ヶ所村に建設されている低レベル放射性廃棄物埋設貯蔵施設に埋設する低レベル放射性廃棄物の濃度上限値とは、数字の面でも考え方の面でも大きな違いがある。

そのためここでは、日本の実状にあわせ、また核分裂炉に起因する放射性廃棄物の処分との比較を行うため、3.1.2(2)に示した考え方による区分を行い、廃棄物発生量を評価することとした。

3.2 核融合動力炉からの廃棄物発生量

3.2.1 埋設放射能濃度上限値の設定

(1) 廃棄物の区分と埋設放射能濃度上限値

- 1) ICRPおよびIAEAの規制除外の考え方(「 10^{-6} /年以下の死亡確率は、個人のリスクとして無視できる」)に基づき、管理期間終了後の一つの線源からの年個人線量を 0.01mSv (10^{-4} /年に相当する 0.1mSv の $1/10$)以下に制限する値として、上限値を設定する。
- 2) 処分シナリオごとに環境影響に対する寄与の大きな核種(Dominant Nuclides)について「埋設放射能濃度上限値」を1)の考え方に基づいて評価する。
- 3) 放射化量計算結果からDominant Nuclidesの放射能濃度が前記2)で評価した上限値以下である廃棄物を、核融合動力炉の運転に伴って発生する「低レベル廃棄物」(浅地埋設対象)として区分する。
- 4) 核融合動力炉に起因する放射性廃棄物の中には、核分裂炉に起因する廃棄物において高レベルとして分類される廃棄物に相当する廃棄物は存在しない。その点を明確にするために、低レベル廃棄物としての埋設放射能濃度上限値を超える廃棄物は「中レベル廃棄物」として区分する。

(2) 埋設放射能濃度上限値の設定に際して想定した処分方法、被ばく経路等^{9) 22)}

現在国内において検討されている浅地埋設処分を想定し、IAEAが規制除外濃度の導出に用いている経路に起因する被ばくを、我が国の自然条件等を考慮したパラメータ(不明のもの等についてはIAEAの選択した値)を用いて評価する。

(2)-1. 処分方法

地表面から深さ3 mより下に設けられたコンクリートピットの中に、核融合動力炉施設より発生した放射性廃棄物をセメント固化した200 L鋼製ドラム缶か100万本埋設されており、ドラム缶の間には充填材が詰められている。

(2)-2. 管理期間

埋設廃棄体中の放射能濃度の低減が期待できる管理期間は、フランスで採用されている浅地中処分の管理期間である300年とする。

(2)-3. 被ばく経路

- 1) 処分場敷地境界に居住する人か、管理期間中に、廃棄物の収納作業等のためにふたが開いているピットからのスカイシャイン放射線に被ばくする。

- 2) 管理期間終了後の処分場跡地において住居を建設する人が、埋設された放射性廃棄物からの放射線に、作業中に被ばくする。
- 3) 処分場跡地に建設された住居に居住する人が、埋設された放射性廃棄物からの放射線に被ばくする。
- 4) 上記居住者が住居の周囲において栽培した農作物を食べることによって、農作物中に吸収された放射性物質からの放射線に被ばくする。
- 5) 処分場跡地に降った雨が地下に浸透し、これによって地下水中に移行した一部の放射性物質が河川に移行する。この河川水を介して、以下の経路で被ばくする。
 - ・ 河川水の飲用
 - ・ 河川水で飼育した家畜の肉や牛乳の摂取
 - ・ 河川で捕れた魚貝類の摂取

(2) 4. 計算結果に基づく上限値の設定

実際に発生し、処分される放射性廃棄物の濃度は広範囲に分布することを考慮し、放射性廃棄物全体の平均値として算出された計算結果の10倍の値を、個々の廃棄体一体当たりの放射能濃度上限値とする。

(3) 評価対象核種

核融合動力炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物について、一般環境への影響の観点から重要となる代表的核種を以下の基準に従って選択した。

- 1) 核融合動力炉より発生する放射性廃棄物については、50年冷却の後に埋設処分を行うものとする。
- 2) 被ばく経路(2)-3.1)については、冷却期間50年の時点で表面線量率(Contact Dose Rate)の観点からDominantである核種を選択する。
- 3) 被ばく経路(2)-3.5)については、冷却期間100年の時点において経口摂取被ばく線量(Ingestion Dose)または吸入摂取被ばく線量(Inhalation Dose)の観点からDominantである核種を選択する。
- 4) 被ばく経路(2)-3.2)～4)については、冷却期間100年の時点において表面線量率(Contact Dose Rate)、経口摂取被ばく線量(Ingestion Dose)および吸入摂取被ばく線量(Inhalation Dose)のいずれかの観点からDominantである核種を選択する。

選択した評価対象核種の一覧をTable 3.2.1に示す。これらの核種は、前述の基準に対してその寄与の大きな核種(Table 3.2.2参照)のうち、全体(^3H を除く)の1%程度以上寄与する核種として選択した。ただし、 ^{235}U についてはサブマージョンの形態での被ばくだけか問題であるため今回の対象核種から除外した。また、ここで選択した核種は4章における環境影響の評価対象核種となる。

Table 3.2.1 評価対象核種

SSTR		
操業中シナリオ	地下水シナリオおよびサイト再利用シナリオ	
	外部被ばく	内部被ばく
^{60}Co	^{26}Al , ^{60}Co , ^{91}Nb ^{94}Nb , ^{186}Re , ^{182}Ir ^{192}Ir , ^{193}Pt	^3H , ^{10}Be , ^{14}C ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{91}Nb $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{94}Nb , ^{93}Mo ^{186}Re , $^{186\text{m}}\text{Re}$
SSTR-316		
操業中シナリオ	地下水シナリオおよびサイト再利用シナリオ	
	外部被ばく	内部被ばく
^{60}Co	^{60}Co , ^{91}Nb , ^{94}Nb	^3H , ^{10}Be , ^{14}C ^{58}Ni , ^{63}Ni , ^{91}Nb $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{94}Nb , ^{93}Mo
SSTR2		
操業中シナリオ	地下水シナリオおよびサイト再利用シナリオ	
	外部被ばく	内部被ばく
^{26}Al ^{60}Co	^{26}Al , ^{42}K , ^{60}Co ^{94}Nb	^3H , ^{10}Be , ^{14}C ^{26}Al , ^{60}Co , ^{63}Ni $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{94}Nb , ^{93}Mo ^{186}Re , $^{186\text{m}}\text{Re}$
DREAM		
操業中シナリオ	地下水シナリオおよびサイト再利用シナリオ	
	外部被ばく	内部被ばく
^{26}Al ^{60}Co ^{94}Nb	^{26}Al , ^{35}Cl , ^{60}Co ^{94}Nb , ^{182}Ir , ^{193}Pt	^3H , ^{10}Be , ^{14}C ^{36}Cl , ^{63}Ni
DREAM*		
操業中シナリオ	地下水シナリオおよびサイト再利用シナリオ	
	外部被ばく	内部被ばく
^{26}Al ^{60}Co ^{94}Nb	^{26}Al , ^{94}Nb	^3H , ^{10}Be , ^{14}C ^{58}Ni , ^{63}Ni

Table 3.2.2 Dominant Nuclides

SSTR-316							
50年, Dose-Rate		100年, Dose-Rate		100年, Ingestion		100年, Inhalation	
核種	最大(Sv/hr)	核種	最大(Sv/hr)	核種	総量(Sv)	核種	総量(Sv)
^{60}Co	1.615E-01	^{60}Co	2.242E-04	^3H	2.888E+07	^3H	2.888E+07
^{132}Ir	7.213E-05	^{132}Ir	6.246E-05	^{10}Be	5.908E+04	^{10}Be	3.118E+06
^{94}Nb	4.860E-05	^{94}Nb	4.852E-05	^{14}C	2.889E+04	^{63}Ni	7.011E+04
^{192}Ir	8.184E-06	^{192}Ir	7.087E-06	^{63}Ni	1.251E+04	^{91}Nb	3.650E+04
^{193}Pt	7.283E-06	^{186}Re	4.496E-06	^{186}Re	3.646E+03	^{14}C	2.889E+04
^{186}Re	4.497E-06	^{193}Pt	3.677E-06	^{60}Co	3.098E+03	^{186}Re	2.496E+04
^{91}Nb	3.490E-06	^{91}Nb	3.316E-06	^{186}Re	2.384E+03	^{91}Nb	2.030E+04
^{26}Al	2.352E-06	^{26}Al	2.351E-06	^{93}Mo	7.655E+02	^{93}Mo	1.914E+04
^{178}Hf	7.569E-07	^{178}Hf	2.473E-07	^{91}Nb	4.398E+02	^{60}Co	1.814E+04
^{42}K	1.892E-08	^{92}Nb	8.659E-09	^{93}Nb	3.163E+02	^{94}Nb	1.512E+04
SSTR-316							
50年, Dose-Rate		100年, Dose-Rate		100年, Ingestion		100年, Inhalation	
核種	最大(Sv/hr)	核種	最大(Sv/hr)	核種	総量(Sv)	核種	総量(Sv)
^{60}Co	9.520E+00	^{60}Co	1.322E-02	^3H	2.928E+07	^{63}Ni	9.070E+07
^{94}Nb	3.394E-03	^{94}Nb	3.388E-03	^{63}Ni	1.619E+07	^3H	2.928E+07
^{91}Nb	7.968E-04	^{91}Nb	7.572E-04	^{60}Co	1.789E+05	^{91}Nb	8.420E+06
^{92}Nb	1.686E-06	^{92}Nb	1.686E-06	^{93}Mo	1.742E+05	^{93}Mo	4.354E+06
^{95}Tc	1.222E-06	^{95}Tc	1.222E-06	^{59}Ni	1.020E+05	^{93}Nb	4.320E+06
^{26}Al	3.616E-07	^{26}Al	3.616E-07	^{91}Nb	1.014E+05	^{10}Be	3.161E+06
^{90}Y	1.749E-09	^{90}Y	5.321E-10	^{14}C	7.692E+04	^{60}Co	1.047E+06
^{42}K	3.525E-10	^{97}Tc	2.994E-10	^{93}Nb	6.730E+04	^{94}Nb	7.784E+05
^{97}Tc	2.994E-10	^{42}K	1.233E-10	^{10}Be	5.989E+04	^{59}Ni	6.557E+05
^{102}Rh	9.097E-11	^{40}K	5.047E-12	^{99}Tc	1.549E+04	^{99}Tc	8.849E+04
SSTR-2							
50年, Dose-Rate		100年, Dose-Rate		100年, Ingestion		100年, Inhalation	
核種	最大(Sv/hr)	核種	最大(Sv/hr)	核種	総量(Sv)	核種	総量(Sv)
^{60}Co	1.049E-01	^{26}Al	8.712E-03	^3H	2.777E+07	^3H	2.777E+07
^{26}Al	8.713E-03	^{60}Co	1.457E-04	^{14}C	2.446E+04	^{10}Be	4.533E+05
^{42}K	2.425E-04	^{42}K	8.484E-05	^{26}Al	2.386E+04	^{26}Al	1.474E+05
^{94}Nb	5.263E-05	^{94}Nb	5.254E-05	^{42}Ar	1.616E+04	^{63}Ni	3.878E+04
^{192}Ir	2.592E-05	^{192}Ir	2.245E-05	^{10}Be	8.590E+03	^{42}Ar	2.451E+04
^{186}Re	3.451E-06	^{186}Re	3.451E-06	^{63}Ni	6.922E+03	^{14}C	2.446E+04
^{192}Ir	2.941E-06	^{192}Ir	2.547E-06	^{60}Co	1.259E+03	^{94}Nb	9.830E+03
^{91}Nb	2.019E-06	^{91}Nb	1.919E-06	^{186}Re	1.055E+03	^{60}Co	7.372E+03
^{193}Pt	1.941E-06	^{193}Pt	9.798E-07	^{186}Re	6.900E+02	^{186}Re	7.225E+03
^{178}Hf	4.996E-07	^{178}Hf	1.632E-07	^{93}Mo	2.665E+02	^{93}Nb	6.893E+03

Table 3.2.2 Dominant Nuclides (続き)

DREAM							
50年, Dose-Rate		100年, Dose-Rate		100年, Ingestion		100年, Inhalation	
核種	最大(Sv/hr)	核種	最大(Sv/hr)	核種	総量(Sv)	核種	総量(Sv)
⁶⁰ Co	7.453E-04	²⁶ Al	1.743E-05	¹⁴ C	1.381E-07	¹⁴ C	1.381E+07
²⁶ Al	1.743E-05	⁹⁴ Nb	8.129E-06	³ H	1.248E-07	³ H	1.248E+07
⁹⁴ Nb	8.143E-06	⁶⁰ Co	1.035E-06	³⁶ Cl	5.930E-05	³⁶ Cl	3.978E-06
¹⁹⁴ Pt	4.088E-07	³⁶ Cl	3.490E-07	⁶³ Ni	1.542E-05	¹⁰ Be	1.116E-06
³⁶ Cl	3.490E-07	¹³² Ir	2.550E-07	³⁹ Ar	1.265E-05	⁶³ Ni	8.641E-05
¹³² Ir	2.945E-07	¹³³ Pt	2.064E-07	¹⁰ Be	2.115E-04	³⁹ Ar	1.862E-05
^{132m} Ir	3.341E-08	¹³²ⁿ Ir	2.894E-08	⁵⁸ Ni	8.748E-02	⁵⁸ Ni	5.624E-03
⁴² K	3.695E-09	⁴⁰ K	1.934E-09	⁹⁴ Nb	7.133E-01	³² Si	4.973E-03
⁴⁰ K	1.934E-09	¹⁹⁴ Au	1.303E-09	⁶⁰ Co	6.816E-01	⁹⁴ Nb	3.733E-03
²³ Na	1.460E-09	⁴² K	1.293E-09	³² P	4.791E-01	^{93m} Nb	5.216E-02

DREAM*							
50年, Dose-Rate		100年, Dose Rate		100年, Ingestion		100年, Inhalation	
核種	最大(Sv/hr)	核種	最大(Sv/hr)	核種	総量(Sv)	核種	総量(Sv)
²⁶ Al	1.788E-05	²⁶ Al	1.788E-05	³ H	1.248E-07	³ H	1.248E+07
⁹⁴ Nb	8.143E-06	⁹⁴ Nb	8.129E-06	⁶³ Ni	6.429E-04	¹⁰ Be	1.115E-06
⁶⁰ Co	5.994E-08	⁶⁰ Co	8.324E-11	¹⁴ C	2.586E-04	⁶³ Ni	3.602E-05
¹²⁵ Sb	1.113E-10	⁹⁴ Nb	3.068E-11	¹⁰ Be	2.114E-04	¹⁴ C	2.586E-04
²³ Na	3.344E-11	⁴² K	2.183E-12	⁵⁸ Ni	4.127E-02	⁹⁴ Nb	3.733E-03
⁹⁴ Nb	3.228E-11	⁹² Nb	1.412E-12	⁹⁴ Nb	7.133E-01	⁵⁸ Ni	2.653E-03
⁴² K	6.239E-12	⁴⁰ K	6.179E-13	²⁶ Al	4.365E-01	^{93m} Nb	5.216E-02
⁹² Nb	1.412E-12	^{113m} Cd	5.471E-16	⁹³ Mo	2.021E-01	⁹³ Mo	5.052E-02
⁴⁰ K	6.179E-13	¹²⁵ Sb	3.382E-16	^{93m} Nb	8.127E-00	²⁶ Al	2.697E+02
^{113m} Cd	6.402E-15	²³ Na	5.519E-17	⁹⁹ Tc	3.732E-00	¹⁴ Si	8.585E+01

(4) 計算結果に基づく放射能濃度上限値

設定した処分方法、被ばく経路に従って、Table 3.2.1に示した評価対象核種について埋設放射能濃度上限値を計算した結果をTable 3.2.3に示す。また、単位放射能濃度当たりの被ばく線量の変化の様子をFig. 3.2.1～3.2.3に示す。

Table 3.2.3 評価対象核種の埋設放射能濃度上限値

核 種	10 μ Sv/年の個人線量に相当する濃度 (Bq/g)			濃度上限値 (Bq/g)	
	操業中シナリオ	地下水シナリオ	サイト再利用	評 価 値	原子力安全委員会 (核分裂炉)
^3H	—	2.0975E+09	*	1.85E+10	—
^{10}Be	—	2.5102E+07	1.2227E+04	1.11E+05	—
^{14}C	—	5.6967E+06	1.8645E+03	1.85E+04	3.70E+04
^{26}Al	6.6815E+05	7.0922E+04	8.4250E+00	7.40E+01	—
^{36}Cl	—	6.2521E+04	1.8696E+04	1.85E+05	—
^{42}K	—	*	*	+	—
^{60}Co	1.2651E+06	*	*	1.11E+07	1.11E+07
^{59}Ni	—	5.0588E+11	6.2616E+03	5.55E+04	—
^{63}Ni	—	*	1.6397E+05	1.48E+06	1.11E+06
^{91}Nb	—	*	1.4248E+04	1.11E+05	—
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	—	*	*	+	—
^{94}Nb	7.3530E+06	6.2195E+08	2.4828E+01	2.22E+02	—
^{93}Mo	—	1.0112E+07	2.6139E+02	2.22E+03	—
^{106}Re	—	*	*	+	—
$^{186\text{m}}\text{Re}$	—	6.4337E+05	7.2235E+03	7.40E+04	—
^{192}Ir	—	*	*	+	—
$^{192\text{m}}\text{Ir}$	—	*	7.3226E+00	7.40E+01	—
^{193}Pt	—	*	2.1498E+05	1.85E+06	—

(注)1. 上表中の「—」および「*」はそれぞれ、評価対象外であることおよび $1.0\text{E}+15$ 以上の濃度であることを示す。また、「+」は特に濃度上限値を定める必要のないことを示す。

2. 原子力安全委員会の考え方にしたがって、「処分される放射性固体廃棄物の濃度は広範囲に分布する」ことを考慮し、廃棄体1体当たりの上限値として、計算値(10 μ Sv/年の個人線量に相当する濃度)の10倍の値を評価値とした。

3. は最終的な値を示す。原子力委員会の値は「固型化して処分する場合」の値として示されているものであり、評価値に優先して使用した。

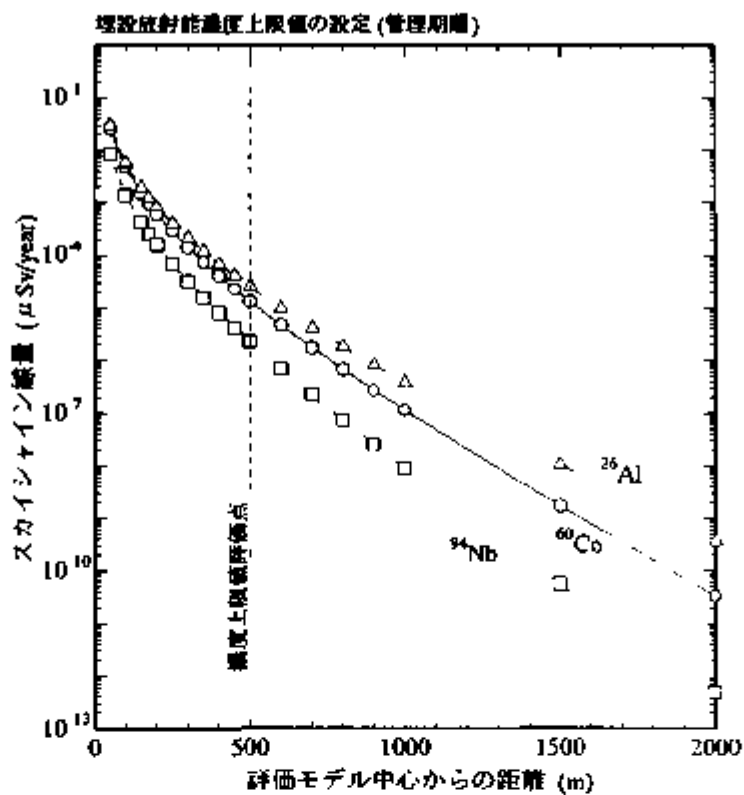


Fig.3.2.1 単位放射能濃度当たりのスカイシャイン線量

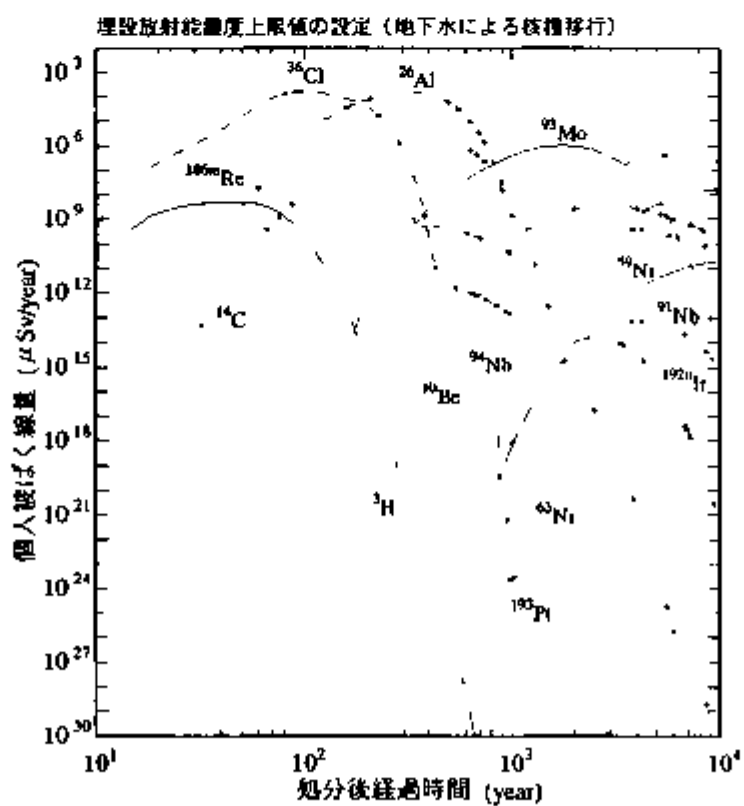


Fig.3.2.2 単位放射能濃度当たりの個人被ばく線量

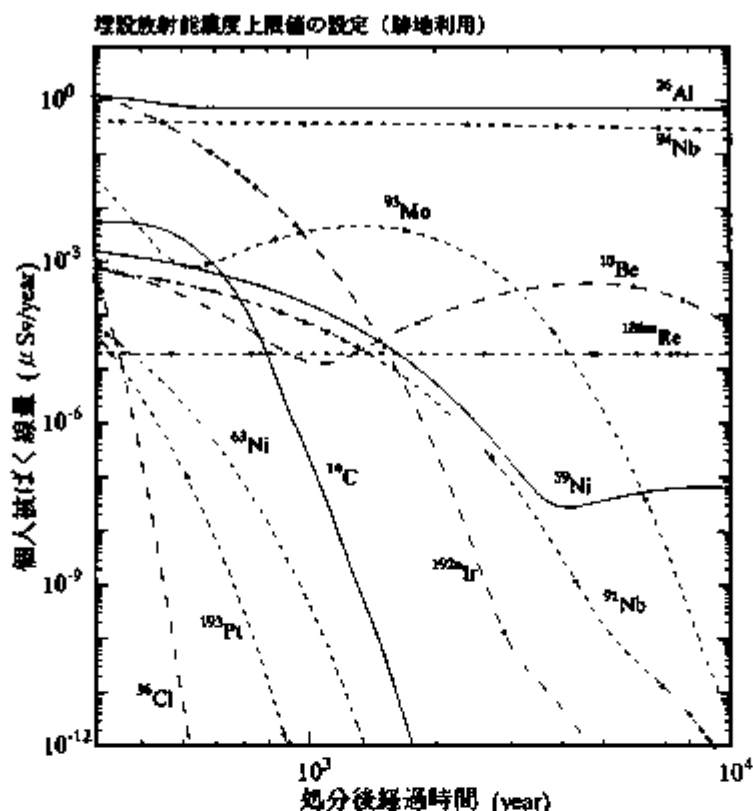


Fig.3.2.3 単位放射能濃度当たりの個人被ばく線量

3.2.2 廃棄物発生量

今回評価対象とした核種のうち、 ^{14}C 、 ^{60}Co および ^{63}Ni については、その埋設放射能濃度上限値が、核分裂炉に起因する低レベル廃棄物の埋設放射能濃度上限値として原子力安全委員会より提示されている。Table 3.2.3に示したように、これら3核種に対する今回の評価値は原子力安全委員会の提示する値によく一致しており、他の核種についてもその評価値は妥当な値であると考えられる。したがって、廃棄物発生量/環境影響の評価等においては廃棄物の区分値として今回評価した埋設放射能濃度上限値を採用することとした。ただし、 ^{14}C および ^{63}Ni では小差とはいえ両者の値が異なるので、原子力安全委員会の提示する上限値を採用することとした。(Table 3.2.3に示した濃度上限値のうちの値に基づいて区分することになる。)

核融合動力炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物を、Table 2.3.2に示す領域ごとに埋設放射能濃度上限値を超える核種の有無によって領域単位で区分した結果をTable 3.2.4に示す。ここでは、1核種でも上限値を超える領域は中レベル廃棄物として区分し、いずれの場合も廃棄物の発生量は運転期間20年に対する発生量(交換ブランケットについては20年間の総量)として示してある。

なお、今後規制除外等の基準が定められる場合を想定し、Table 3.2.4では低レベル廃棄物をさらに、極低レベルA、極低レベルBおよび浅地レベルの3つに分類し、それぞれに該当する発生量を試算した。Table 3.2.4における極低レベルA、極低レベルBおよび浅地レベルの区分基準は以下の通りである。

- ・極低レベルA - 全放射能濃度が 1 Bq/g 以下
IAEAの試算した規制除外レベル($10^{-1} \sim 10^4$ Bq/g、'IAEA Safety Series No. 111 PI-1'に示されているγ線放射体等に対する規制除外レベル)を参考に基準値を設定した。
- ・極低レベルB - 全放射能濃度が 74 Bq/g 以下、極低レベルAを除く
「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」において、放射線を放出する同位元素として定義される濃度の最低値を基準値として設定した。
- ・浅地レベル - 極低レベルAおよびBを除く低レベル廃棄物

Table 3.2.4 埋設放射能濃度上限値に基づく廃棄物の区分と発生量

(100万kW級核融合動力炉1基当たりの発生量)

検討ケース		低レベル廃棄物			中レベル廃棄物
		極低レベルA	極低レベルB	浅地レベル	
SSTR	ton	10100	2200	12800	2500 (9.1%)
	m ³	1770	1200	3060	1300 (17.7%)
SSTR 316	ton	10600	1200	5600	10300 (37.2%)
	m ³	2180	710	1470	2970 (40.5%)
SSTR 2	ton	11000	1400	10200	5600 (19.9%)
	m ³	2240	740	2540	2760 (33.3%)
DREAM	ton	0	0	5800	18100 (75.7%)
	m ³	0	0	920	9240 (90.9%)
DREAM*	ton	0	0	23500	400 (1.7%)
	m ³	0	0	9900	260 (2.6%)

4. 核融合炉に起因する放射性廃棄物処分に係る 環境影響の評価

4.1 低レベル廃棄物の処分(浅地埋設)に係る環境影響の評価

4.1.1 環境影響評価モデル

(1) 段階的管理と被ばく評価シナリオ

原子力発電所等において発生する低レベル放射性固体廃棄物の処分方法としては、浅地中に埋設し、放射能濃度が規制除外対象のレベルに減衰するまでの間、放射能レベルに応じた段階的管理を行い、これによって陸地処分に係る安全性を確保し、周辺住民に対する放射線影響を十分安全な範囲に収めることが考えられている。

これら廃棄物の浅地中処分における段階的管理は、「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基本的考え方について」⁽⁴⁾に示されているように、基本的には以下の4つの段階が検討されている。

- 1) 第1段階：処分場の操業開始から閉鎖までの期間で、人工バリアによって放射性核種の人工ハリア外への漏出を防止し、巡視・点検あるいは人工バリアの放射線モニタリング等によって漏出のないことを確認する。
- 2) 第2段階：人工ハリアと天然ハリアによって放射性核種の生活環境への影響を防止し、環境放射線モニタリング等によって漏出のないことを確認する。
- 3) 第3段階：主として天然ハリアによって放射性核種の生活環境への影響を防止するか、廃棄体等の放射性核種濃度がかかなり低くなっているため、廃棄体等を掘り出す等の人間の特定行為を禁止あるいは制約することでも、生活環境への影響を防止する。
- 4) 第4段階：減衰によって、処分された廃棄体は放射性物質として管理する必要はなく、ハリアによる放射性物質の封じ込めあるいは特定行為の禁止等の措置を必要としない。

環境影響を総合的に評価するためには、第1段階での操業時の被ばく評価と人工ハリアの性能評価、第2段階での天然バリアの性能評価、第3段階での人間の特定行為に伴う被ばく評価および第4段階での処分場跡地の再利用等を対象とした安全評価を行う必要がある。この段階的管理の概念をFig. 4.1.1に示す。

これらの段階的管理の考え方を踏まえ、本作業では浅地埋設処分に係る一般環境への影響を以下の3つのシナリオの観点から評価した。(Fig. 4.1.2)

- 1) 「操業中シナリオ」：処分施設からのスカイシャインによる外部被ばく
- 2) 「地下水シナリオ」：地下水によって生態系まで移行した放射性物質による外部被ばくおよび吸入／摂取による内部被ばく
- 3) 「サイト再利用シナリオ」：管理期間終了後の処分施設跡地の再利用に伴う外部被ばくおよび吸入／摂取される放射性物質による内部被ばく

また、今回の評価では一般的な地形・地質状況を反映する仮想的な地域における処分施設を想定し、原則として安全審査に用いられるパラメータ(不明のものについてはIAEA等のデータ)を使用した。

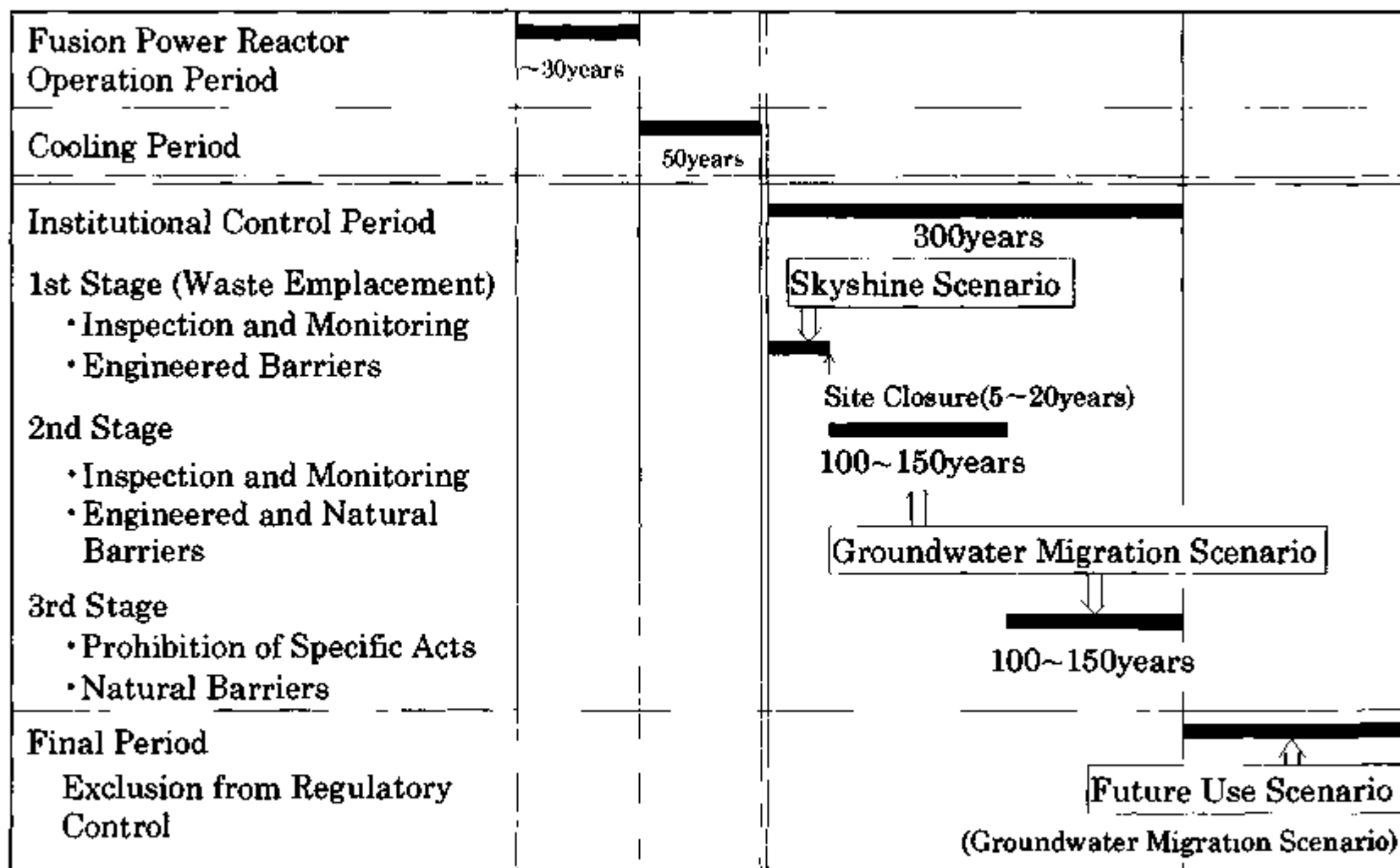


Fig.4.1.1 Stepwise Control for Disposal of Radwaste and Safety Assessment

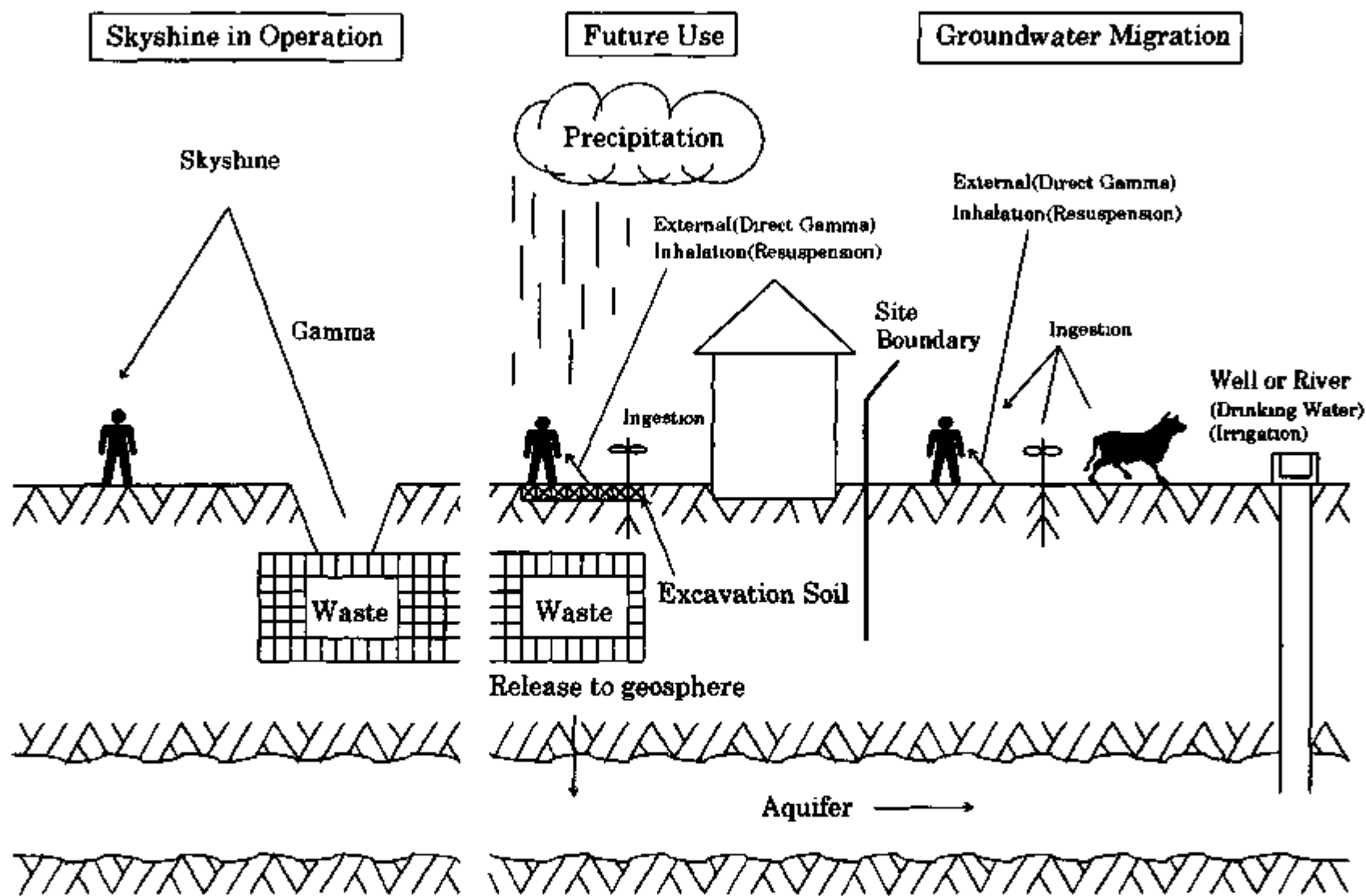


Fig.4.1.2 Exposure Scenarios for Shallow Land Disposal

(2) 処分場および処分方式

(2)-1. 処分場設置地域の地形

処分場設置地域の地形について以下の仮定を行った。

- 1) 河川、湖沼、沿岸地域の3種類の水系が一定の距離に存在する。
- 2) 海からの距離は10 km。
- 3) 地下水流方向での処分施設の下流端からサイト境界までは200 m。
- 4) 汚染地下水は、河底又は湖底に直接湧出する。

(2)-2. 処分方式(人工バリア) : コンクリートピット

- 1) 金属性容器に廃棄体(固形化)された廃棄物をコンクリート製のピットに充填材(土壌、粘土等)とともに埋設し、上部にコンクリート製の蓋をする。さらに最上部に覆土を施す。
- 2) 放射性核種は、処分施設コンクリート壁のひび割れ・劣化、処分施設内への水の浸透、ドラム缶容器の腐食、廃棄体からの放射性核種の浸出、充填材中での放射性核種の拡散移行、処分施設からの通気層土壤中への放射性核種の漏出、および施設上部からの地表面への放射性核種の溢れ出しによって漏出する。

処分方式としてはこの他に、コンクリートピット方式における充填材をモルタル等のセメント系材料に置き換え、施設全体をセメント系材料で一体化することによってより強固な健全性を確保するモノリス方式、廃棄体を素掘りのトレンチに周辺土壌と共に埋設するだけのトレンチ方式が考えられるが、本作業では中間的な健全性を持つコンクリートピット方式についてその安全性を検討することとした。

(2)-3. 処分施設の概要

処分施設について以下の仮定を行った。

- 1) 処分施設(コンクリートピット)は、各辺約5 mの直方体であるセルが一定個数集合して形成されたユニットの集合体であると仮定する。また、ユニット内の空隙は土壌で充填する。
- 2) 想定処分施設の諸元 (4ユニット、廃棄体10万本、1万 m^3)

セルの内寸	: 5.1×5.1×4.2 (m)
セル間の仕切壁の厚さ	: 0.3 (m)
セル当りの廃棄体数	: 320 (本)
ユニット外壁の厚さ	: 0.4 (m)
ユニットの外寸	: 22.1×110.5×5.0 (m)
ユニットの実効深さ	: 4.2 (m)
ユニット当りのセル数	: 80 (セル)
処分後の盛土の厚さ	: 4.0 (m)

低レベル廃棄物処分施設の概念図をFig. 4.1.3に示す。

(2)-4. 廃棄体

廃棄体は、「200 Lドラム缶詰めセメント均一固化体(比重:2.2 g/cm^3)」とする。

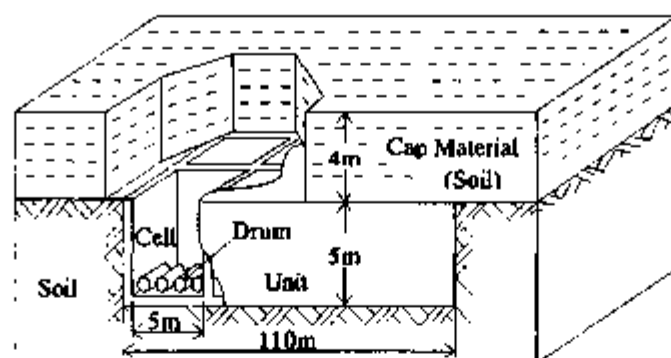


Fig.4.1.3 Concept of Shallow Land Disposal

(2)-5. 評価対象核種および廃棄体中放射性核種濃度

3章で選択した評価対象核種について、検討ケース(SSTR、DREAM等)ごとの廃棄体中核種濃度をTable 4.1.1に示す。「50年冷却時点において低レベル廃棄物として処分すべき構造材」の中の評価対象核種ごとの濃度の平均値を、廃棄体中での放射性核種濃度とした。

Table 4.1.1 低レベル廃棄体中放射性核種濃度

核 種	廃棄体中放射性核種濃度 (Bq/g)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
^1H	2.350E+8	3.435E+8	8.401E+7	5.527E-0	2.593E-9
^{10}Be	6.534E+3	9.589E+3	1.058E+3	1.056E-5	2.414E-3
^{14}C	1.266E+3	8.040E+1	1.951E+3	1.516E-2	9.777E-3
^{26}Al	1.587E-2	—	1.294E-3	8.580E-7	1.054E-0
^{36}Cl	—	—	—	4.301E-12	—
^{42}K	—	—	4.289E-5	—	—
^{60}Co	1.608E-4	3.257E+1	1.059E+4	2.369E-1	5.868E-2
^{59}Ni	—	1.030E-1	—	—	1.567E-3
^{63}Ni	6.103E-3	8.323E-2	1.136E-4	5.196E+5	1.287E-5
^{91}Nb	1.172E-2	3.176E-1	—	—	—
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	1.572E+2	1.437E+1	6.238E-1	—	—
^{94}Nb	1.502E-1	8.614E-0	1.538E-1	3.603E+1	8.925E-0
^{91}Mo	—	2.115E-0	5.330E-1	—	—
$^{186\text{m}}\text{Re}$	5.165E+1	—	4.590E-1	—	—
$^{186\text{m}}\text{Re}$	5.165E+1	—	4.590E-1	—	—
^{132}I	4.462E-3	—	—	0.0	—
$^{132\text{m}}\text{I}$	4.458E-3	—	—	—	—
^{131}I	1.498E-3	—	—	0.0	—

4.1.2 操業中シナリオ

低レベル放射性廃棄物の陸地処分に係る安全性の評価では、空中に放出される放射線が周辺環境に及ぼす影響について検討する必要がある。廃棄体から漏洩する放射線の被ばく経路としては、廃棄物取扱中の作業者あるいは処分施設近辺の施設関係者が受ける直達放射線による外部被ばくと、処分施設から空中に放出される放射線のスカイシャイン効果による施設周辺住民に対する外部被ばくが考えられる。しかし、前者については、施設あるいは作業の安全設計の観点から詳細な遮蔽計算によって評価され、十分な対策と規制の下に置かれるべき性質の被ばくであることから、ここでは後者のスカイシャイン効果による周辺住民に対する被ばく評価を操業中シナリオとして取り扱う。「スカイシャインで想定される放射線の飛距離」および「線源が低レベル廃棄物であること」を考慮すると、本シナリオではγ線だけが対象となる。

(1) 計算コードと計算条件

(1)-1. 評価モデル／手法

1) 4.1.1で設定した処分施設の処分方式を「単一円筒形状の裸のセメント固化体」として単純化し、以下の3つの状態における施設周辺環境での外部被ばく線量を評価する。

- ・放射性廃棄物埋設作業中(線源が露出)
- ・放射性廃棄物埋設処分後(線源を「コンクリート蓋」で遮蔽)
- ・放射性廃棄物埋設処分後(線源を「コンクリート蓋+覆土」で遮蔽)

2) 処分施設直上の漏洩放射線束を輸送計算コード(ANISN-JR, QAD-CGCP2)で算出し、算出した放射線束を用いて、空中散乱線解析コード(G33-GP2)で評価点の線量を算出する。

3) 線源露出の程度等を考慮して現実的な安全評価を行う。

(1)-2. ANISN-JRの計算条件

一次元のボルツマンの放射線輸送方程式をSn法で解く。今回の計算では核断面積ライブラリ DLC-23/E を用いた。

- ・体系 : 無限平板
- ・角度分点数 : S8近似
- ・ルジャンドル次数 : P3近似

(1)-3. QAD-CGCP2の計算条件

点減衰核積分法による輸送計算コード。

- ・体系 : 直交三次元体系
- ・再生係数 : コンクリート

(1)-4. G33-GP2の計算条件

一回散乱法による輸送計算コード。空中散乱部の輸送計算を行う。

- ・体系 : 半球体系
- ・開放角度 : 180度
- ・散乱領域 : 半径3000m

(1) 5. 評価点

処分施設中心からの水平距離が以下の地点について、高さ1mでのスカイシャイン線量を評価した。

200m、 250m、 300m、 350m、 400m、 450m
500m、 600m、 800m、 1000m、 1500m、 2000m

(1) 6. 計算に使用したパラメータ

評価点における被ばく線量は、G33-GP2で求めた評価点におけるγ線束をTable A.1.1に示す換算係数によって照射線量率に換算した上で、1cm線量当量率を求めた。照射線量率から1cm線量当量率への換算にはG33-GP2内蔵の換算係数を使用した。

また、コンクリート等の遮蔽体構成物質の部分密度、原子個数密度等については、Table A.1.2に示す値を使用した。

(2) 計算結果

(2) 1. 単位セル当たりのスカイシャイン線量

Table 4.1.2に示した線源条件(Table 4.1.1参照)の下で、処分施設1セル当たりのスカイシャイン線量を計算した結果をTable 4.1.3に示す。

Table 4.1.2 低レベル廃棄物処分施設1セルの線源条件

検討ケース	セル中放射性核種濃度(Bq/g)			遮 蔽 条 件
	^{241}Am	^{60}Co	^{137}Cs	
SSTR	1.830E-2	1.855E-4	1.732E-1	Case I 遮蔽なし
SSTR 316	-	5.923E+1	1.565E+1	
SSTR 2	1.802E+1	1.376E+4	1.995E+1	Case II 50cmコンクリート蓋
DREAM	2.090E-1	1.377E+1	2.111E+1	
DREAM*	1.573E+0	3.438E-2	5.229E-0	Case III 50cmコンクリート蓋 + 400cm覆土
分布形態	密度2.2g/cm ³ のセル中に均一に分布			

(注)表中の核種濃度はTable 4.1.1に示した廃棄体中放射性核種濃度を廃棄体容積/セル容積比を考慮して、セル中濃度に換算した値である。

Table 4.1.3 低レベル廃棄物処分施設1セル当たりのスカイシャイン線量率

セル中心 からの 距離(m)	Case-I スカイシャイン線量率 ($\mu\text{Sv/hour}$)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
200	8.08E-02	2.77E-04	6.00E-02	8.67E-05	1.54E-05
250	3.71E-02	1.26E-04	2.75E-02	3.89E-05	7.10E-06
300	1.84E-02	6.26E-05	1.37E-02	1.90E-05	3.55E-06
350	9.69E-03	3.27E-05	7.20E-03	9.80E-06	1.89E-06
400	5.30E-03	1.78E-05	3.94E-03	5.27E-06	1.05E-06
450	2.99E-03	1.00E-05	2.23E-03	2.93E-06	6.04E-07
500	1.73E-03	5.78E-06	1.29E-03	1.67E-06	3.57E-07
600	6.12E-04	2.03E-06	4.55E-04	5.73E-07	1.33E-07
800	8.91E-05	2.93E-07	6.63E-05	7.97E-08	2.24E-08
1000	1.48E-05	4.81E-08	1.10E-05	1.28E-08	4.43E-09
1500	2.28E-07	7.35E-10	1.70E-07	1.93E-10	1.15E-10
2000	4.54E-09	1.46E-11	3.42E-09	3.98E-12	3.98E-12
セル中心 からの 距離(m)	Case-II スカイシャイン線量率 ($\mu\text{Sv/hour}$)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
200	2.43E-04	7.89E-07	1.81E-04	2.09E-07	7.71E-08
250	1.11E-04	3.61E-07	8.30E-05	9.53E-08	3.71E-08
300	5.54E-05	1.80E-07	4.13E-05	4.73E-08	1.94E-08
350	2.91E-05	9.43E-08	2.17E-05	2.48E-08	1.07E-08
400	1.59E-05	5.16E-08	1.19E-05	1.35E-08	6.16E-09
450	9.00E-06	2.91E-08	6.71E-06	7.62E-09	3.66E-09
500	5.20E-06	1.68E-08	3.88E-06	4.40E-09	2.23E-09
600	1.84E-06	5.93E-09	1.37E-06	1.56E-09	8.78E-10
800	2.68E-07	8.61E-10	2.00E-07	2.28E-10	1.59E-10
1000	4.44E-08	1.42E-10	3.33E-08	3.83E-11	3.32E-11
1500	6.85E-10	2.19E-12	5.19E-10	6.35E-13	9.05E-13
2000	1.37E-11	4.36E-14	1.05E-11	1.44E-14	3.18E-14
セル中心 からの 距離(m)	Case-III スカイシャイン線量率 ($\mu\text{Sv/hour}$)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
200	4.93E-16	1.57E-18	9.23E-15	6.84E-18	4.87E-17
250	2.26E-16	7.22E-19	4.38E-16	3.31E-18	2.36E-17
300	1.13E-16	3.59E-19	2.26E-16	1.73E-18	1.24E-17
350	5.92E-17	1.89E-19	1.23E-16	9.61E-19	6.90E-18
400	3.24E-17	1.03E-19	6.98E-17	5.55E-19	4.00E-18
450	1.83E-17	5.83E-20	4.09E-17	3.31E-19	2.39E-18
500	1.06E-17	3.37E-20	2.46E-17	2.02E-19	1.46E-18
600	3.74E-18	1.19E-20	9.41E-18	7.98E-20	5.79E-19
800	5.45E-19	1.74E-21	1.62E-18	1.45E-20	1.06E-19
1000	9.04E-20	2.88E-22	3.22E-19	3.02E-21	2.22E-20
1500	1.40E-21	4.44E-24	8.03E-21	8.22E-23	6.11E-22
2000	2.80E-23	8.85E-26	2.67E-22	2.88E-24	2.15E-23

(2)-2. 処分施設からのスカイシャイン線量

4.1.1に示した規模の処分施設(廃棄体10万本処分)全体から受けるスカイシャイン線量をTable 4.1.4およびFig. 4.1.4に示す。単位セル当たりの線量から処分施設全体に起因する線量を評価するに際し、処分施設の操業計画を以下のように設定した。

- 1) 処分施設への廃棄物搬入量は、 $100 \text{ m}^3/\text{日}$ とし、土壌等の充填材とともに埋設し、1セルごとに上部にコンクリート蓋を設置する。
- 2) 1年間に1ユニット(80セル)への埋設を行い、1ユニットごとにコンクリート蓋上部への覆土を施す。

Table 4.1.4 低レベル廃棄物処分施設からのスカイシャイン線量

セル中心からの距離(m)	スカイシャイン線量 ($\mu\text{Sv/year}$)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
200	2.69E+01	9.20E-02	2.00E+01	2.86E-02	5.27E-03
250	1.23E+01	4.20E-02	9.18E+00	1.29E-02	2.43E-03
300	6.14E+00	2.08E-02	4.57E+00	6.28E-03	1.22E-03
350	3.23E+00	1.09E-02	2.40E+00	3.24E-03	6.51E-04
400	1.77E+00	5.94E-03	1.31E+00	1.75E-03	3.63E-04
450	9.98E-01	3.34E-03	7.42E-01	9.70E-04	2.09E-04
500	5.77E-01	1.92E-03	4.29E-01	5.52E-04	1.24E-04
600	2.04E-01	6.76E-04	1.52E-01	1.90E-04	4.65E-05
800	2.97E-02	9.74E-05	2.21E-02	2.65E-05	7.87E-06
1000	4.92E-03	1.60E-05	3.67E-03	4.27E-06	1.56E-06
1500	7.60E-05	2.45E-07	5.68E-05	6.45E-08	4.07E-08
2000	1.51E-06	4.85E-09	1.14E-06	1.34E-09	1.41E-09

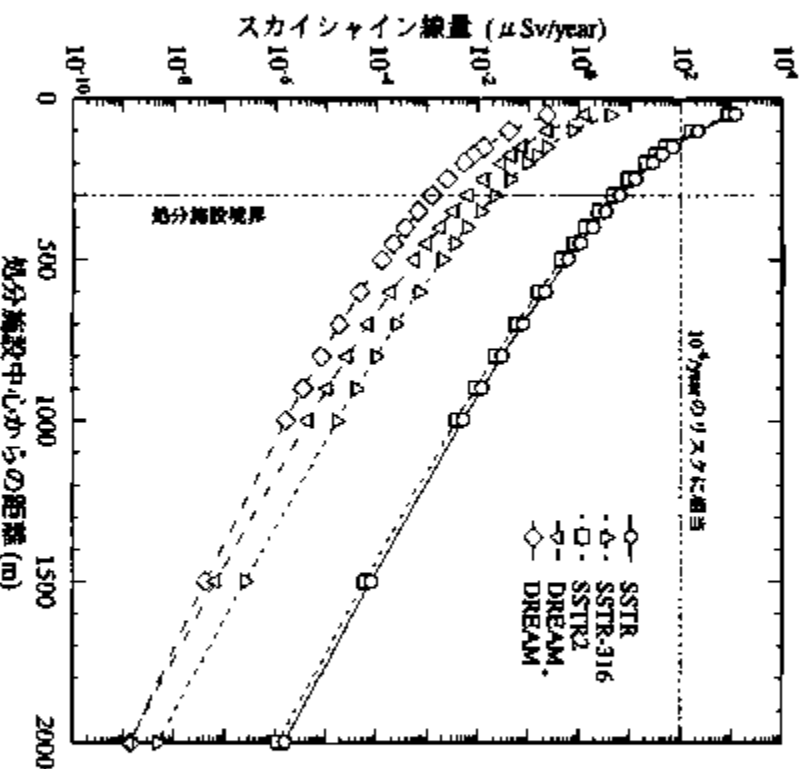


Fig.4.1.4 低レベル廃棄物処分施設からのスカイシャイン線量

4.1.3 地下水シナリオ

地下水シナリオは、浅地層に設けられた処分施設に埋設された放射性廃棄物がなんらかの原因で降雨浸透水と接触し、廃棄物から浸出した放射性核種が浅地層中または地表面を移行し、地下水または地表面水系によって一般環境中に運ばれ、様々な生態系を経て人に与える放射線被ばくを評価する。放射性核種の移行経路としては以下の経路を考える。

- ①人工バリアからの放射性核種の漏洩
- ②天然バリア中での放射性核種の移行
- ③一般環境中での放射性核種の移行
- ④生態系における放射性核種の移行・濃縮
- ⑤人間の被ばく

(1) 計算コードと計算条件

(1)-1. 計算コード

現在公開されている計算コードには、浅地層設計時の地下水シナリオを取り扱えるものはない。今回は、日本原子力研究所が科学技術庁からの受託研究「低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験」の中で開発したSWATERを使用する。¹³⁾

SWATERでは地下水シナリオによる個人の被ばく線量を評価するために、前記①～⑤で示した放射性核種の移行経路を、人工バリア核種漏洩モデル、天然バリア核種移行モ

デルおよび一般環境・生態系核種移行／被ばく評価モデルの3つに分けて検討を行っている。

(1)-2 天然ハリアおよび周辺水系

- 1) 通気層の厚さは0 mで、帯水層が処分施設直下にまで達している。
- 2) 帯水層中の放射性核種濃度は帯水層の厚さで平均した値を用いる。
- 3) 評価地点へ移行する核種の全量が対象水系に流入する。
- 4) 各水系に湧出する核種のその水系での滞留時間は、1年とする。
- 5) 地下水流速 30m/year

(1) 3 被ばく経路

被ばく経路としては、大別して、河川、井戸水及び表面汚染土壌の3つを考え、各経路についてそれぞれ以下の経路に基づく被ばく線量を評価した。

河川経路に起因する内部被ばく線量

- 1) 地下水－河川－飲料水－人（経口摂取）
- 2) 地下水－河川－水田（農業用水）－米－人（経口摂取）
- 3) 地下水－河川－水田－再浮遊物質－人（吸入摂取）
- 4) 地下水－河川－海－海産物－人（経口摂取）

井戸経路に起因する内部被ばく線量

- 1) 地下水－井戸－畜産用水－家畜－人（経口摂取）
- 2) 地下水－井戸－畑（灌漑用水）－農産物－人（経口摂取）
- 3) 地下水－井戸－畑（灌漑用水）－再浮遊物質－人（吸入摂取）

表面汚染土壌からの直達γ線による外部被ばく線量

- 1) 地下水－河川－表面土壌（農業用水）－人（直達γ線）
- 2) 地下水－井戸－表面土壌（灌漑用水）－人（直達γ線）

(1) 4 評価地点

- 1) 処分施設中心から300 m（サイト境界）
- 2) 処分施設中心から1000 m

(1) 5 被ばく評価期間

- 1) 1万年

(1) 6 計算対象核種に関するパラメータ

核種移行の計算等に必要な分配係数・拡散係数、線量当量換算係数、濃縮係数及び農畜産物への移行係数については、Table A 2 1～A 2 4に示す値を使用した。

(1) 7 処分施設に関するパラメータ

廃棄体、周辺環境条件等の処分施設に関するパラメータをTable 4 1 5に示す。

(1) 8 農畜産物等の摂取率に関するパラメータ

農作物、畜産物、海水産物および淡水産物の摂取率に関するパラメータはTable A 2 5に示す値を使用した。

Table 4.1.5 低レベル廃棄物処分施設に関するパラメータ

コンクリートピット		帯水層	
ドラム缶の半径	0.283 (m)	土壌密度	2.6 (g/cm ³)
ドラム缶の高さ	0.83 (m)	空隙率	0.4
ドラム缶の数	100000 (本)	飽和度	1.0
施設の深さ	5.0 (m)	帯水層の厚さ	10 (m)
施設の幅	44.2 (m)	標準拡散長	0.1 (m)
施設の長さ	221.0 (m)		
廃棄体密度	2.2 (g/cm ³)		
コンクリートの破損率		周辺水系	
上部 初期破損時間	5.0 (y)	河川水量	4.5E+07 (m ³ /y)
最終破損時間	500.0 (y)	農業用水取水量	1.9 (m ³ /m ² /y)
初期破損率	0.0024	井戸水灌漑用水量	0.046 (m ³ /m ² /y)
最終破損率	0.12	海岸線直角方向距離	10 (km)
下部 初期破損時間	5.0 (y)	海岸線平行方向距離	40 (km)
最終破損時間	500.0 (y)	淡水のx方向拡散速度	1.0E+05 (m/y)
初期破損率	0.0024	淡水のy方向拡散速度	1.0E+05 (m/y)
最終破損率	0.12	混合層深さ	50 (m)
充填材の物性		気象条件	
充填材中空隙率	0.5	降雨量	1788 (mm/y)
充填材中真密度	1.6 (g/cm ³)	蒸発散量	650 (mm/y)
充填材中飽和度	1.0	表面流出係数	0.69
透水速度修正係数	1.0		
容器(ドラム缶)の腐食		その他	
初期腐食観測時間	10.0 (y)	漏洩持続時間	10000 (y)
最終腐食観測時間	80.0 (y)	観測時間	10000 (y)
初期腐食貫通孔面積比	0.01	処分時間	1.0 (y)
最終腐食貫通孔面積比	0.90	処分放射能量	2 (Bq)
浸出比計算方法 ^{*1}	1		

*1 : 1-半無限拡散モデル, 2-有限シリンダー拡散モデル, 3-放出率モデル

*2 Table 4.1.1に示した廃棄体中放射性核種濃度から計算される1処分施設当たりの放射能量。

(2)計算結果

(1)で述べた地下水シナリオにしたがって、処分施設に起因する一般環境での放射線被ばく線量を計算した結果をFig 4 1 5～4 1 7に示す。地下水シナリオの計算における線源強度には、Table 4 1 1に示した廃棄体中放射性核種濃度から計算した処分施設全体の放射エネルギーを用いた。また、地下水シナリオにおいて評価した放射性核種の移行経路は以下の2経路である。

河川経路，

処分施設から漏洩した放射性核種が近傍の河川に直接流入し、河川水は海に直接流入することを想定する。さらに河川近くに水田があり、河川から水が供給されると仮定する。河川経路で評価した主な被ばく経路は下記の通りである。

- 1)水田の地表面から再浮遊した物質の吸入摂取による内部被ばく
- 2)水田から収穫された米の経口摂取による内部被ばく
- 3)河川水を飲料水として利用した場合の経口摂取による内部被ばく
- 4)近海から採取した海産物の経口摂取による内部被ばく
- 5)水田の地表面からの直達カンマ線による外部被ばく

井戸経路，

処分施設から漏洩した放射性核種が処分サイト外の井戸を汚染させると仮定する。井戸経路で評価した主な被ばく経路は下記の通りである。

- 1)井戸水を灌漑水に用いた場合の畑からの農作物の経口摂取による内部被ばく
- 2)畑地表面からの再浮遊物質の吸入摂取による内部被ばく
- 3)井戸水を家畜用水として用いた場合の家畜動物の経口摂取による内部被ばく
- 4)畑地表面からの直達カンマ線による外部被ばく

Fig 4 1 5には、河川経路および井戸経路に対する現実的な依存率にしたがって両経路を評価した場合に、地下水中の放射性核種移行に起因して個人が受ける総被ばく線量を示した。Fig 4 1 6には経路による個人被ばく線量の違いを、またFig 4 1 7には主要核種ごとの個人被ばく線量を示した。

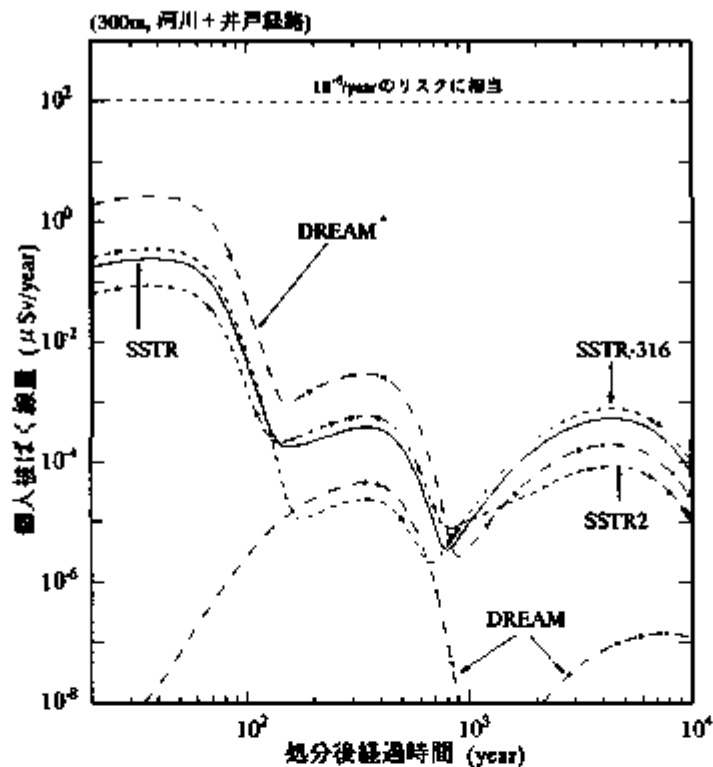


Fig.4.1.5(1) 地下水シナリオによる低レベル廃棄物処分施設
周辺での個人被ばく線量

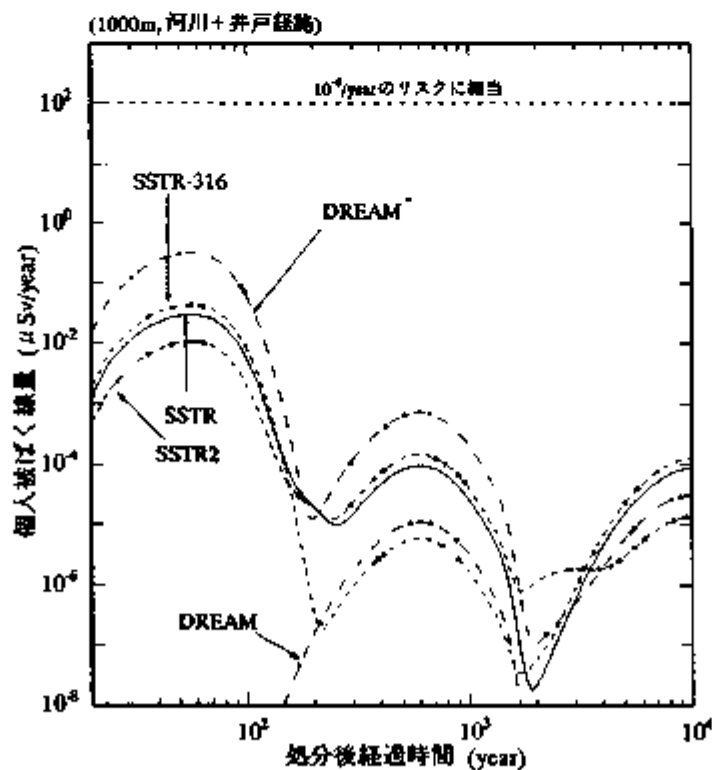


Fig.4.1.5(2) 地下水シナリオによる低レベル廃棄物処分施設
周辺での個人被ばく線量

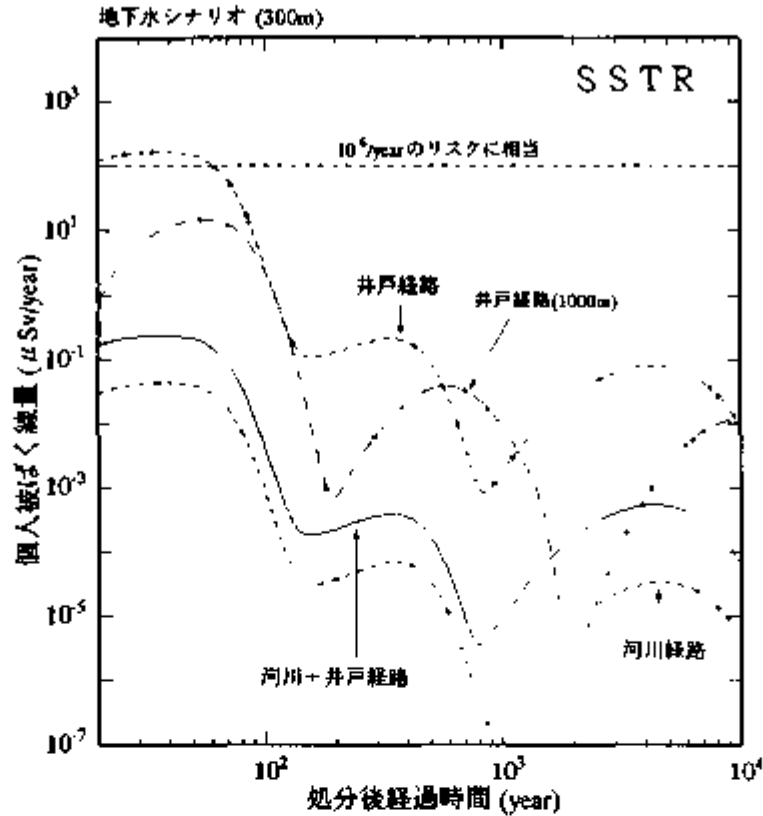


Fig.4.1.6(1) 低レベル廃棄物処分施設周辺での経路別個人被ばく線量

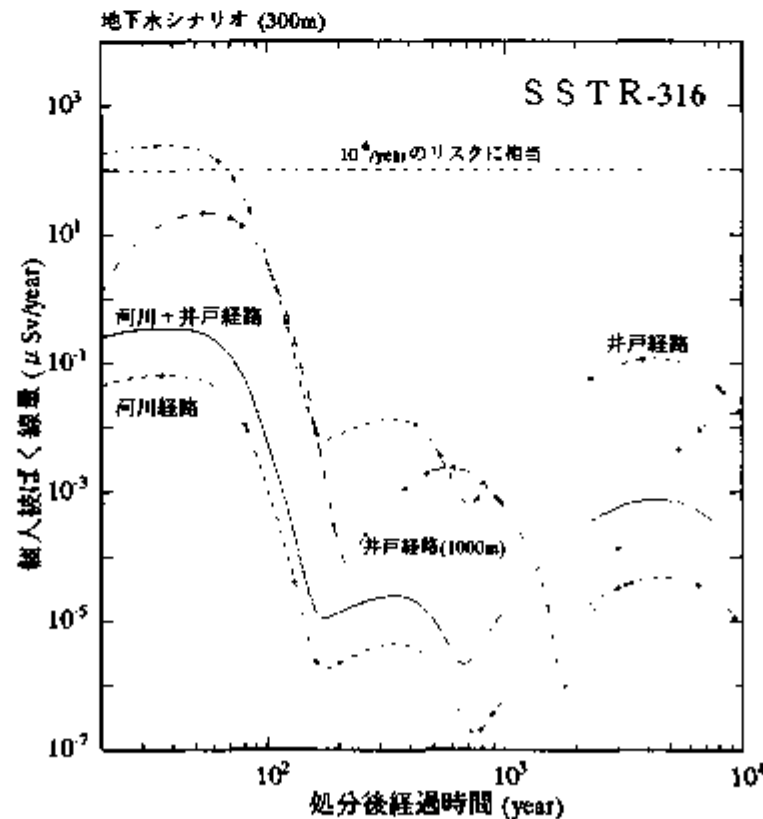


Fig.4.1.6(2) 低レベル廃棄物処分施設周辺での経路別個人被ばく線量

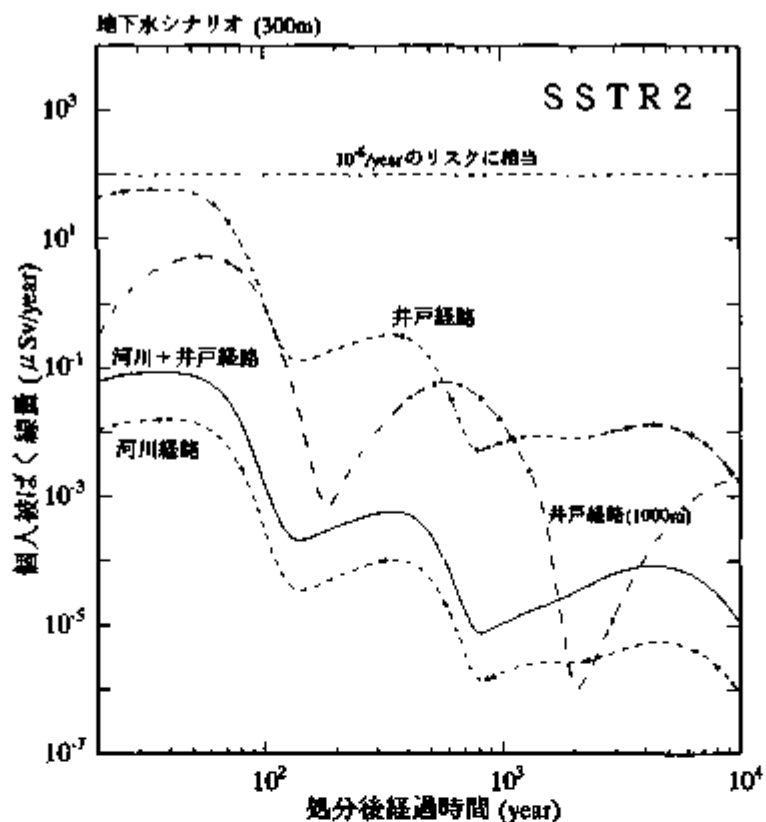


Fig.4.1.6(3) 低レベル廃棄物処分施設周辺での経路別個人被ばく線量

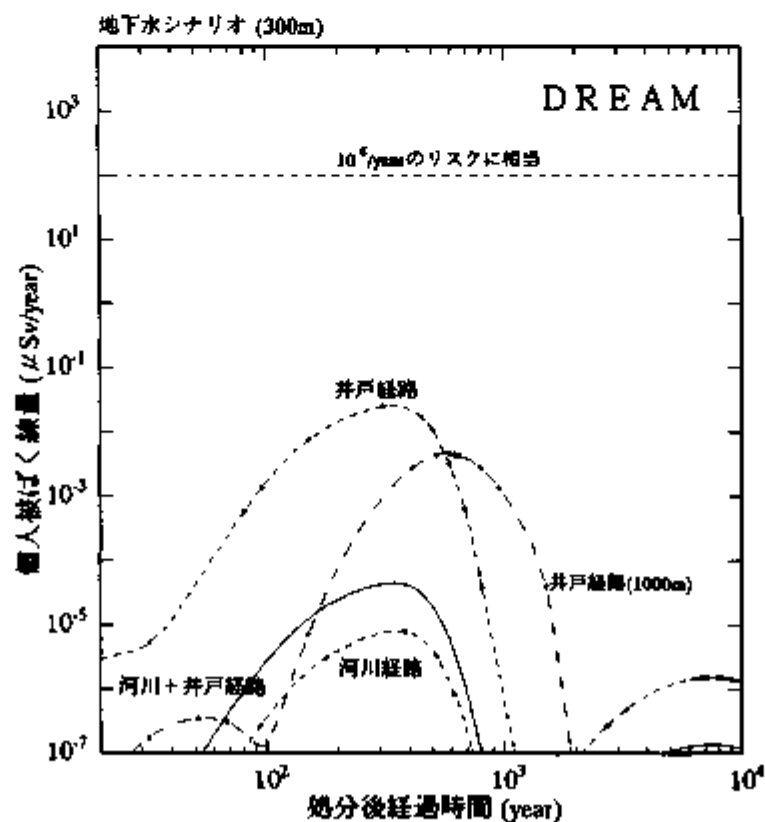


Fig.4.1.6(4) 低レベル廃棄物処分施設周辺での経路別個人被ばく線量

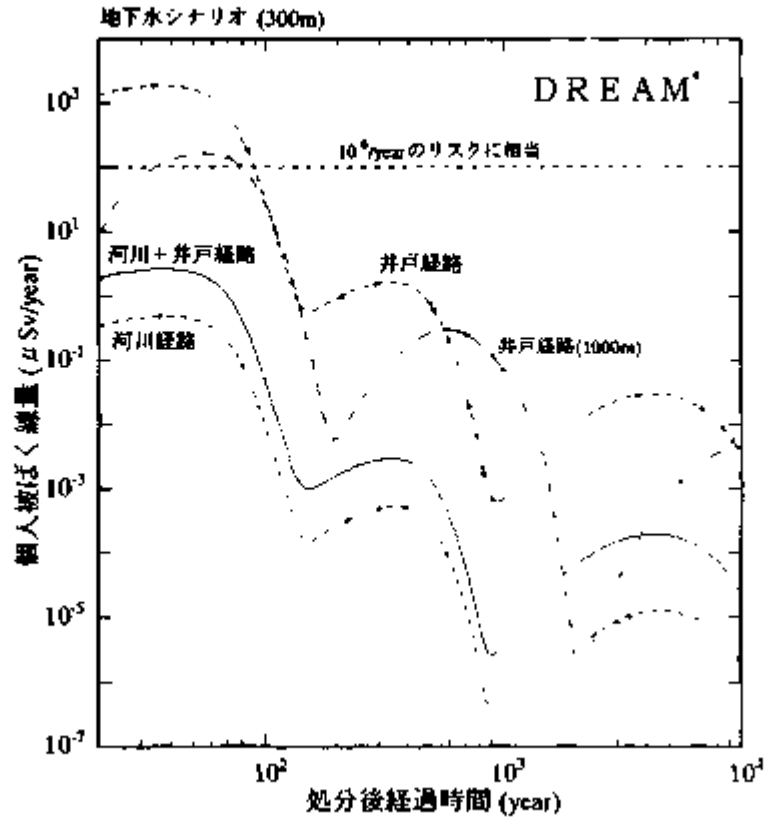


Fig.4.1.6(5) 低レベル廃棄物処分施設周辺での経路別個人被ばく線量

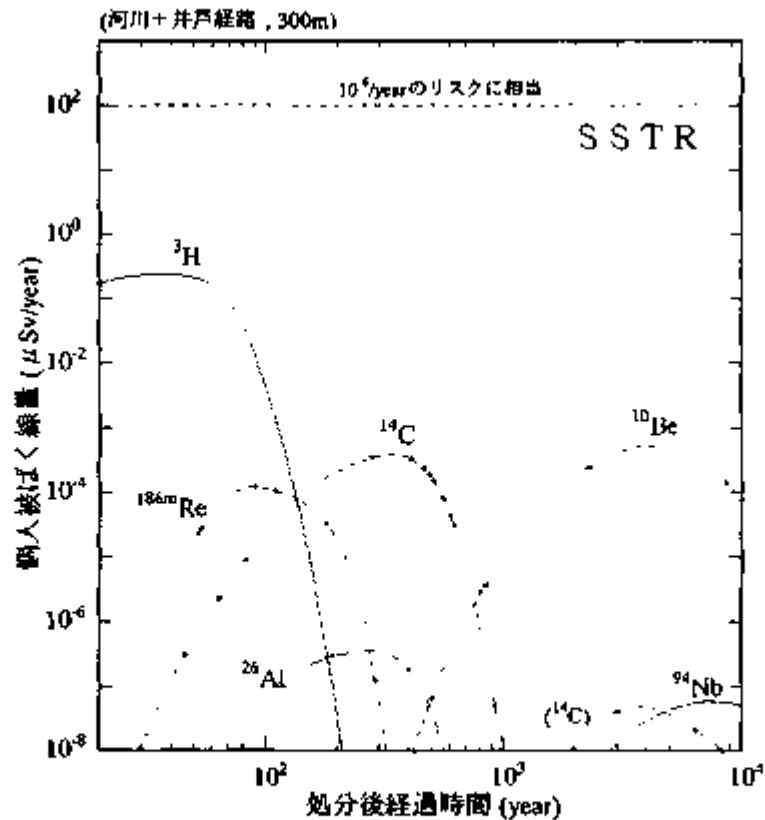


Fig.4.1.7(1) 低レベル廃棄物処分施設周辺での核種別個人被ばく線量

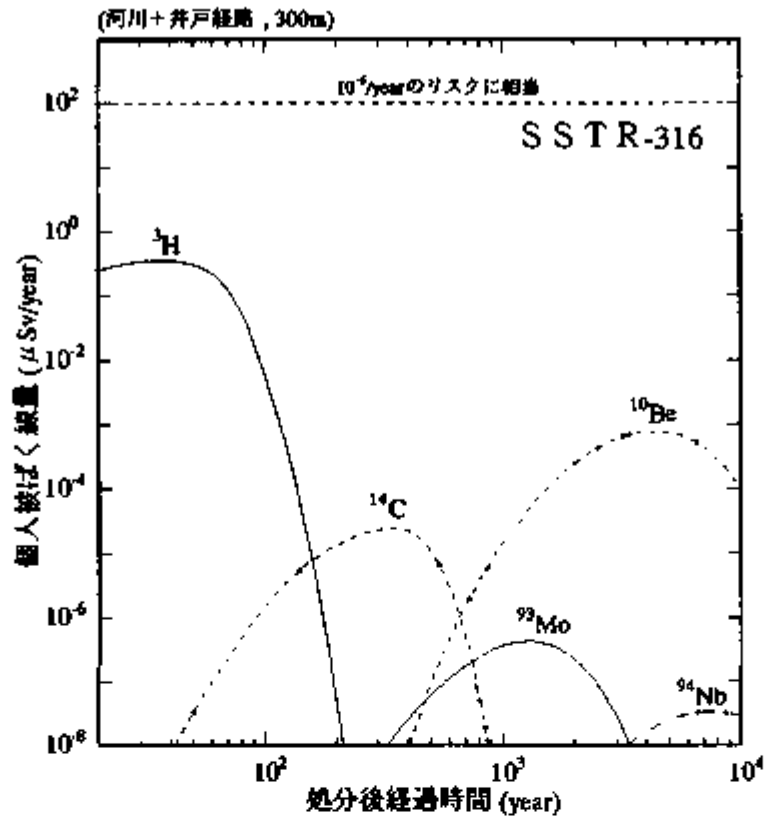


Fig.4.1.7(2) 低レベル廃棄物処分施設周辺での核種別個人被ばく線量

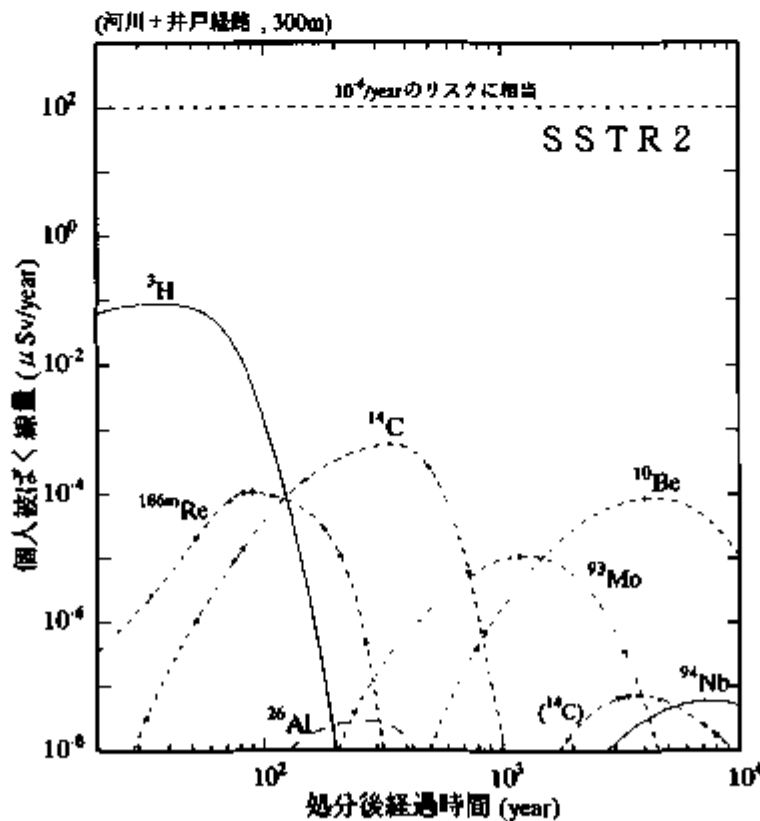


Fig.4.1.7(3) 低レベル廃棄物処分施設周辺での核種別個人被ばく線量

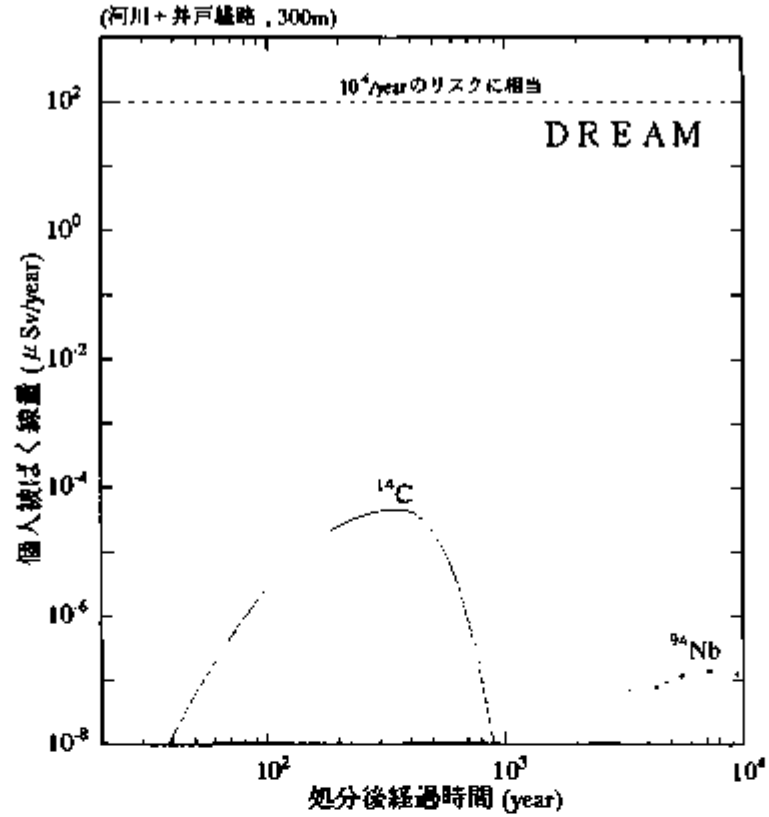


Fig.4.1.7(4) 低レベル廃棄物処分施設周辺での核種別個人被ばく線量

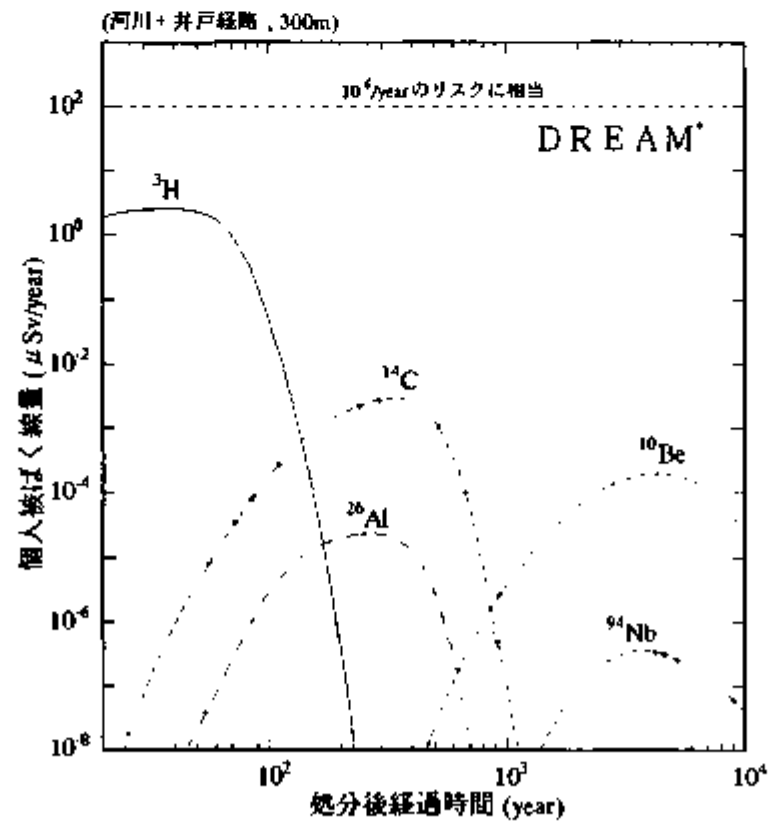


Fig.4.1.7(5) 低レベル廃棄物処分施設周辺での核種別個人被ばく線量

4.1.4 サイト再利用シナリオ

4.1.1で述べたように我が国における放射性廃棄物の陸地処分では4段階に分けた段階的管理が行われることになっている。第1～3段階は何らかの制度的管理が行われる期間であり、この期間中は処分サイトへの無許可の立ち入り等は禁止され、それを保証するための制度的および物理的な防護措置がとられることが予想される。したがってサイト再利用シナリオは制度的管理期間中の故意あるいは不注意の侵入は除外し、制度的管理期間の終了後の第4段階から開始することになる。

我が国においては段階的管理の第4段階である無拘束段階においても、放射性廃棄物の処分場跡地が一般的に利用されることは想定しにくい、安全評価においては万一跡地が一般的に利用された場合でも、その利用に係る行為によって利用者個人が線量限度を超える被ばくを受けないことを示す必要がある。

本シナリオでは人間の種々雑多な活動形式のうち安全解析上特に基本的である活動形式を考慮し、処分場管理期間終了後に処分場跡地が住宅用地、工場用地、農場あるいは公園等として利用されることを想定した場合の人の被ばくを評価することとした。再利用の形態として設定したシナリオは以下の3種類である²³⁾。

- 1) 侵入シナリオ
- 2) 建設シナリオ
- 3) 居住シナリオ

また、これらシナリオにおける被ばく経路としては以下の4経路を想定した。

- 1) 直達γ線による外部被ばく
- 2) 再浮遊物質の吸入摂取による内部被ばく
- 3) 農畜産物の経口摂取による内部被ばく
- 4) 飲料水の経口摂取による内部被ばく

(1) 計算コードと計算条件

(1)-1. 計算コード

現在公開されている計算コードには、サイト再利用シナリオを取り扱えるものはない。今回は、日本原子力研究所が科学技術庁からの受託研究「低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験」の中で開発されたAMOREを使用した。²³⁾

(1)-2. 線源条件

Table 4.1.1に示した濃度で放射性核種が処分施設跡地の廃棄物層に均一に分布しているものと仮定する。ただし、居住シナリオでは非汚染土壌による希釈効果を考慮する。

(1)-3. 侵入シナリオ

AMOREの侵入シナリオでは、「再利用のために開放された敷地に何らかの目的で立ち入った人間は、内部被ばくの原因となるような行為および外部被ばくを顕著に増加させる原因となる行為は行わない」との仮定のもとに立入者の被ばく線量を評価する。したがって、この場合の被ばく経路は乱されていない処分施設からの直達γ線による外部被ばくに限定される。

この他、評価に際して用いた仮定および条件は以下の通りである。

- 1) 処分施設上部に4mの覆土があるものと想定し、侵入者はこの施設の直上にいるもの

とする。また、コンクリートの蓋(厚さ:0.5m、密度: 2.2 t/m^3)は健全であると仮定する。

2)被ばく時間 : 2000時間/年

3)線量当量率換算係数 : 処分場の幾何形状を考慮して、QAD-CGCP2によって算出した外部被ばくに係る線量当量率換算係数(Table A.2.2)を用いる。

QAD-CGCP2計算体系

幾何形状 : $500 \text{ m} \phi \times 1 \text{ m}$

線源強度 : 1 Bq/cm^3

覆土遮蔽 : コンクリート50cm + 土壌400cm

(1)-4 建設シナリオ

AMOREの建設シナリオでは、「作業者は、作業期間中、処分場跡地内には居住しない」との仮定のもとに、掘削作業あるいは建設作業に従事する作業者の被ばく線量を評価する。被ばく経路は、露出廃棄物からの直達γ線による外部被ばくおよび掘削作業中に露出廃棄物から再浮遊した物質の吸入摂取による内部被ばくに限定されている。

この他、評価に際して用いた仮定および条件は以下の通りである。

1)処分施設上部において覆土上面において $20 \text{ m} \times 20 \text{ m}$ 、廃棄物層面で $10 \text{ m} \times 10 \text{ m}$ 、深さ5mとなるような掘削を行い、覆土4m、コンクリート層0.5mおよび廃棄物層0.5mが掘り起こされる場合を想定する。

2)外部被ばくに係る被ばく時間 : 50時間/年

コンクリート蓋が撤去され、土木・建設作業者が露出した埋設廃棄物に接触する場合を想定する。露出した廃棄物だけを線源とする。作業に使用する重機類による遮蔽効果は考慮しない。

3)吸入摂取に係る被ばく時間 : 500時間/年

呼吸率 $230 \text{ cm}^3/\text{s}$ (NRC Regulatory Guide 1.109)²⁴⁾、再浮遊係数 1.0×10^{-5} で露出廃棄物から再浮遊した物質を吸入摂取すると仮定する。

4)線量当量率換算係数 : 内部被ばくについてはICRP Publ No 30²⁵⁾ に示されている吸入に係る預託線量当量換算係数を用いる。外部被ばくについては、処分場の幾何形状を考慮して、QAD-CGCP2によって算出した線量当量率換算係数を用いる。(Table A.2.2)

QAD-CGCP2計算体系

幾何形状 : $500 \text{ m} \phi \times 1 \text{ m}$

線源強度 : 1 Bq/cm^3

(1)-5 居住シナリオ

AMOREの居住シナリオでは、処分場跡地内に建設された家屋に居住し、家庭菜園を営む個人の被ばく線量を評価する。被ばく経路としては以下の経路が想定されている。

①掘削された廃棄物と土壌の混合物からの直達放射線による外部被ばく

②掘削された廃棄物と土壌の混合物から再浮遊した物質の吸入摂取による内部被ばく

③掘削された廃棄物と土壌の混合物を敷き詰めた地表面での家庭菜園で収穫された農作物の経口摂取による内部被ばく

④跡地内で掘削された井戸水を飲料水として経口摂取することによる内部被ばく

⑤跡地内で収穫された畜産物の経口摂取による内部被ばく

①～⑤の経路について「掘削された廃棄物と土壌の混合物」中の放射性核種濃度は、外部より整地のために持ち込まれる非汚染土壌による希釈効果によって、建設シナリオで用いる放射性核種濃度より低くなる。③および⑤に関しては平均的な個人の年間摂取量と収穫量

との比較から汚染物の市場希釈率を設定する。また、飲用、灌漑用および家畜用として用いられる地下水については、地下水シナリオで評価した放射性核種濃度を利用する。

この他、評価に際して用いた仮定および条件は以下の通りである。

1) 被ばく時間 : 1900時間/年

2) 外部被ばくに係る条件

建設シナリオで掘り起こされた覆土、コンクリート蓋および廃棄物の混合物の1/2が埋め戻され、残りの1/2については同量の汚染されていない土壌とともに、周辺の敷地内に厚さ15cmに敷き詰められる。住居の敷地は20m×20mと仮定する。

3) 吸入摂取に係る条件

呼吸率 $230\text{cm}^3/\text{s}^{24)}$ 、再浮遊係数 1.0×10^{-5} で露出廃棄物から再浮遊した物質を吸入摂取すると仮定する。

4) 経口摂取に係る条件

家庭菜園で栽培された農作物を摂取する。移行係数等は地下水シナリオに用いる値と同じとする。

5) 線量当量率換算係数 : 内部被ばくについてはICRP Publ. No. 30²⁵⁾に示されている吸入に係る積算線量当量換算係数を用いる。外部被ばくについては、処分場の幾何形状を考慮して、QAD-CGGP2によって算出した線量当量率換算係数を用いる。(Table A.2.2)

QAD-CGGP2計算体系

幾何形状 : 500m ϕ × 15cm

線源強度 : 1Bq/cm³

6) 地下水中放射能濃度 : サイト境界(処分施設跡地中心から300mの位置)での地下水中放射能濃度を採用する。処分施設設置場所の水理条件を考慮した場合、処分施設跡地直下の地下水中放射能濃度に基づいて評価することは現実的ではなく、環境影響を過大に評価することになる。

(1)-6. 被ばく評価期間

1) 1万年

(2) 計算結果

(1)で述べたシナリオにしたがって、制度的管理期間終了後の処分施設跡地を再利用する際に個人が被ばくする線量を計算した結果をFig. 4.1.8~4.1.11に示す。

Fig. 4.1.8には処分場跡地への立入者が受ける被ばく線量(侵入シナリオ)を、Fig. 4.1.9には処分場跡地において掘削あるいは建設作業に従事する作業者が作業期間中に受ける被ばく線量(建設シナリオ)を、Fig. 4.1.10には処分場跡地に建設された家屋に居住し、そこで生活する人の受ける被ばく線量(居住シナリオ)を示した。また、Fig. 4.1.11には居住シナリオにおける主要核種による被ばく線量を示した。

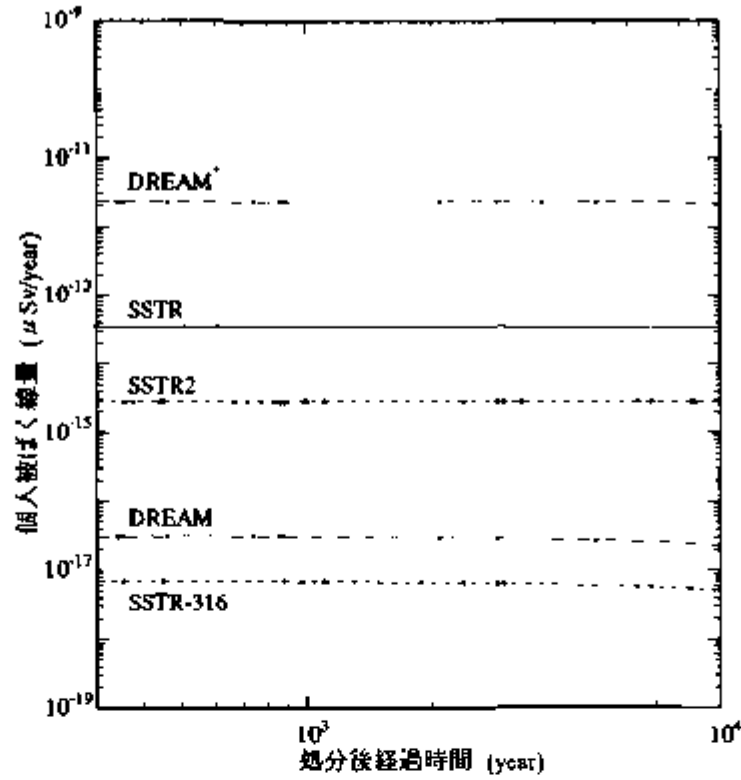


Fig.4.1.8 侵入シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の個人被ばく線量

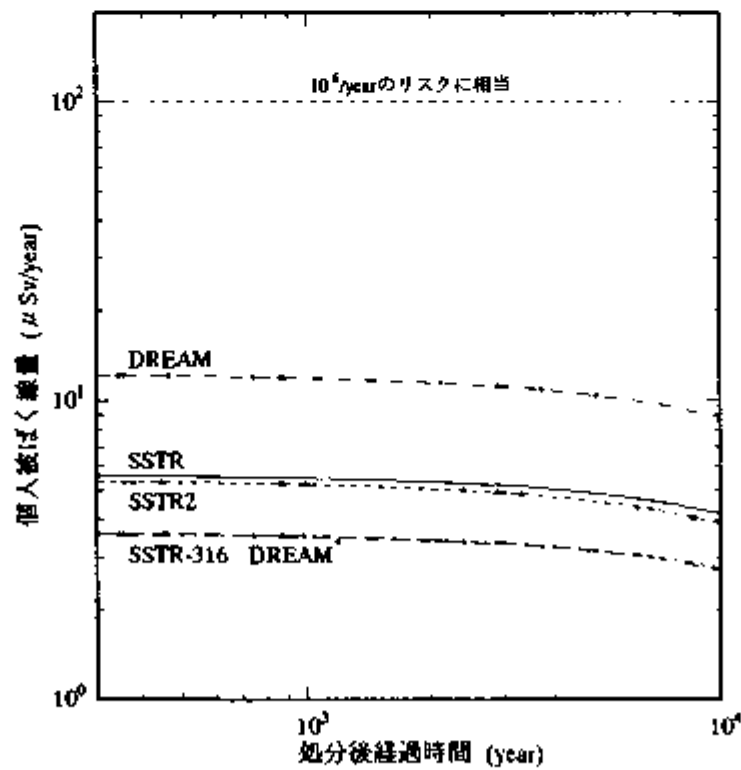


Fig.4.1.9 建設シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の個人被ばく線量

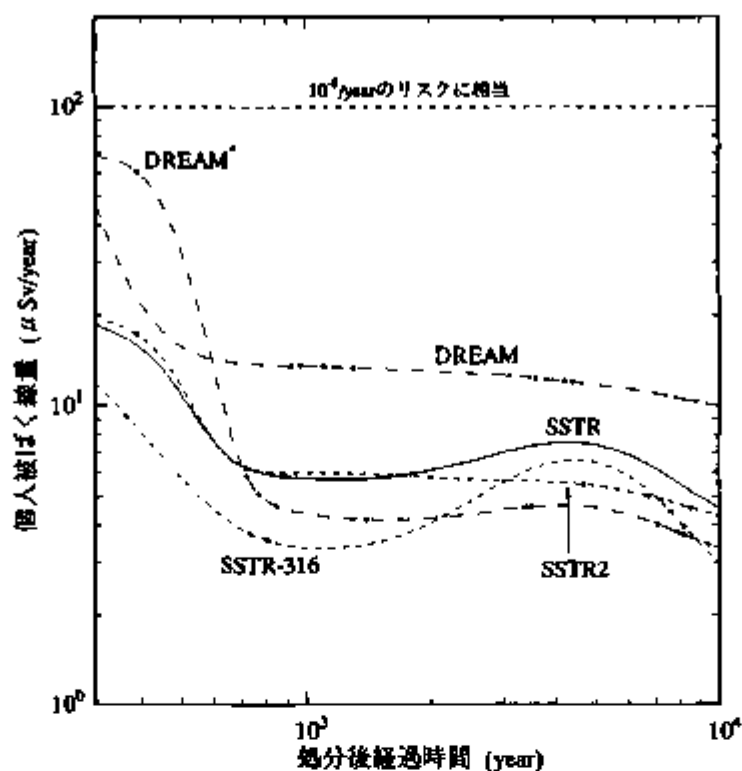


Fig.4.1.10 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の個人被ばく線量

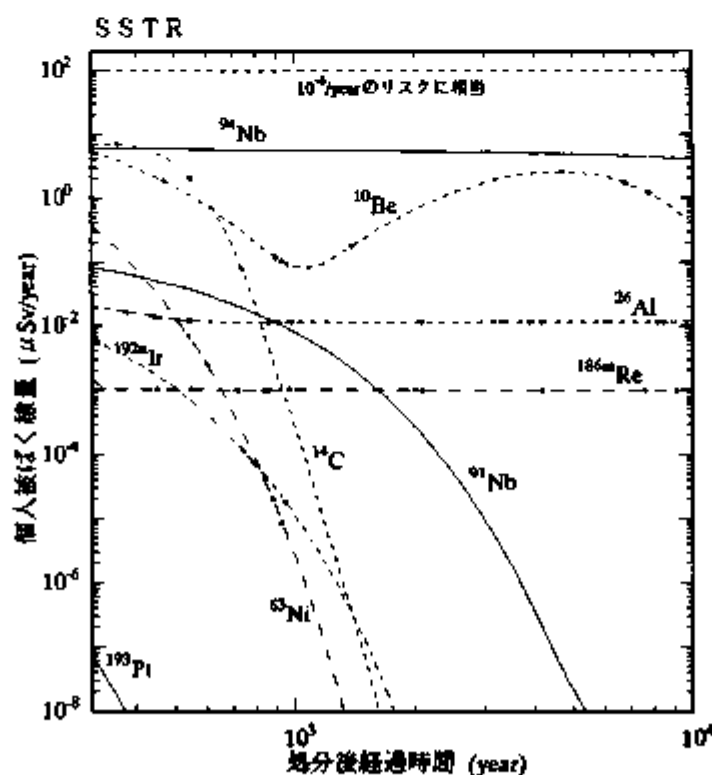


Fig.4.1.11(1) 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

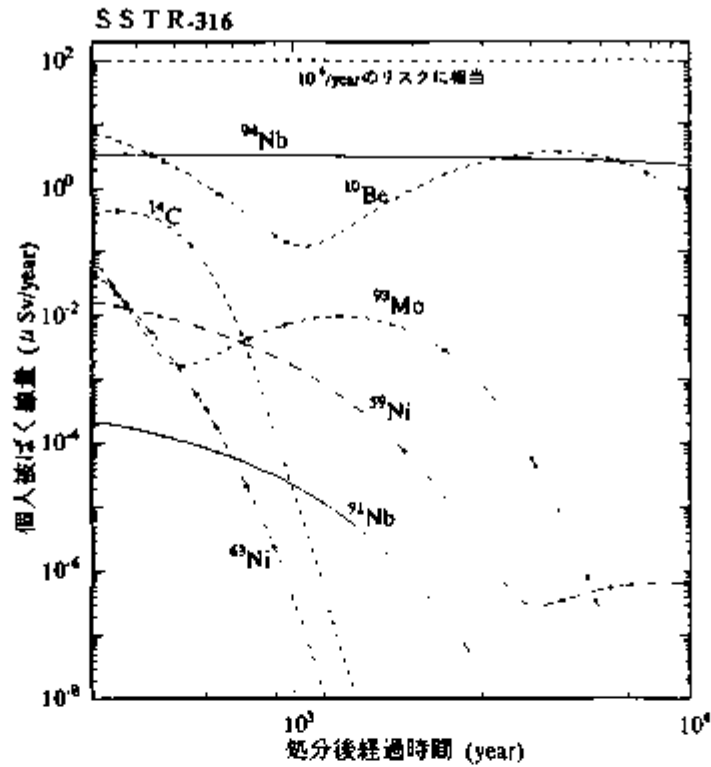


Fig.4.1.11(2) 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

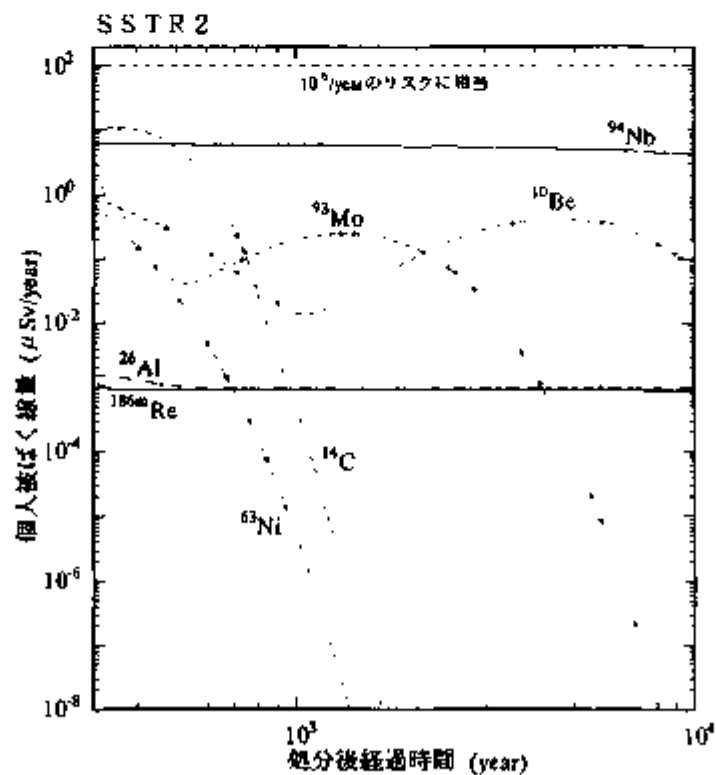


Fig.4.1.11(3) 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

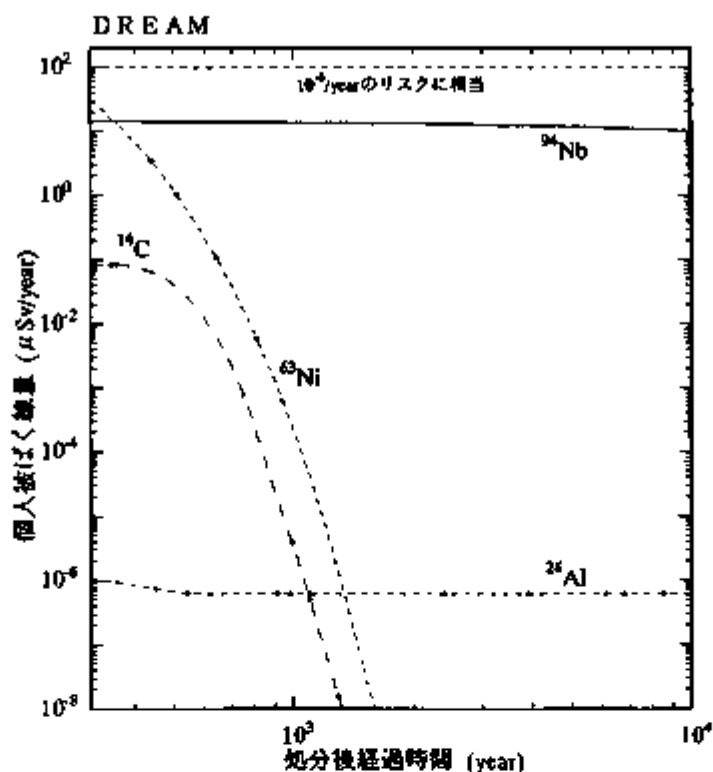


Fig.4.1.11(4) 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

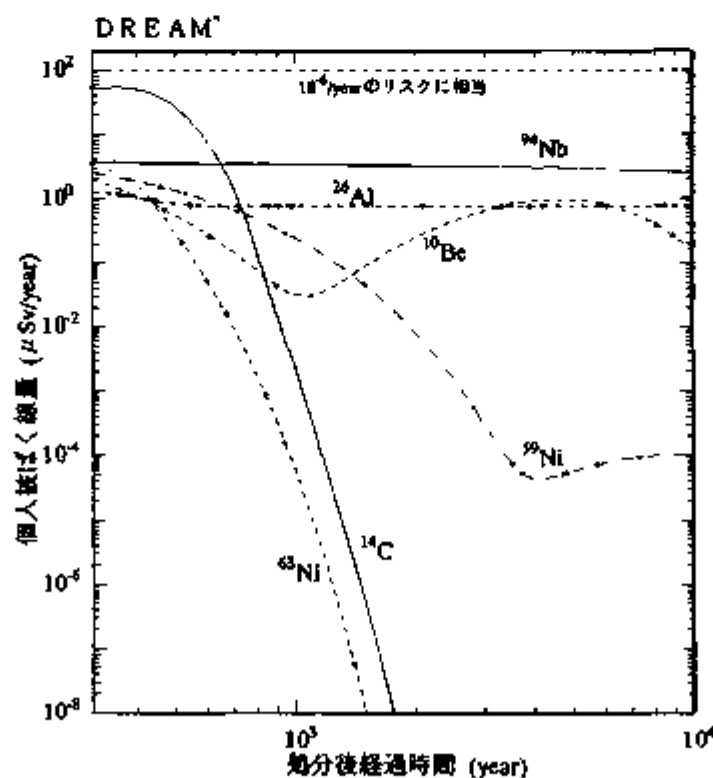


Fig.4.1.11(5) 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

4.2 中レベル廃棄物の処分に係る環境影響の評価

4.2.1 環境影響評価モデル

(1) 基本的な考え方

3章で述べたように、核融合動力炉から発生する放射性廃棄物は浅地埋設放射能濃度上限値(Table 3.2.3)を超えるか否かによって中レベル廃棄物または低レベル廃棄物として区分される。つまり、濃度だけによる区分であり、核分裂炉に起因する放射性廃棄物が発生過程(例えば、使用済燃料の再処理工程において発生する廃液は高レベル廃棄物として区分される)や含まれる核種(低レベル廃棄物でもTRU廃棄物やウラン廃棄物は α 廃棄物として別に区分される)などの濃度以外の要素によって区分されることと大きく異なっている。

このような中レベル廃棄物(その濃度が埋設放射能濃度上限値を超える放射性廃棄物)の処分方策としては、以下の2通りの方策が考えられる。

- A : 低レベル廃棄物の浅地埋設処分における人工バリアをより高度化して浅地層に処分する。
- B : 比較的深い地層に処分する。

また、低レベル、中レベルに係わらず放射性廃棄物の陸地処分に際しては、処分廃棄物の放射能濃度が規制除外対象のレベルに減衰するまでの間、放射能レベルに応じた段階的管理を行い、これによって陸地処分に係る安全性を確保し、周辺住民に対する放射線影響を十分安全な範囲に収めることを考えなければならない。このため、例えば低レベル廃棄物を対象とした浅地埋設に関しては、4.1に述べた4つの段階からなる段階的管理が検討されているか、この考え方は当然中レベル廃棄物の処分に対しても適用されるものである。

中レベル廃棄物を前記処分方策Aによって処分する場合には、人工バリアの高度化によって放射性核種の自然漏出を長期にわたって抑えることができる。しかし、浅地埋設は、深度30m程度までの範囲に廃棄物を埋設する方式であり、将来の建設工事あるいは居住等の施設跡地の再利用によって、意図しない埋設廃棄物への接近による被ばくを考慮する必要がある。すなわちこの場合には段階的管理の第1段階で最も問題となるスカイシャインによる被ばく、第3段階の処分施設跡地の再利用による被ばくのいずれもを考慮しなければならない。これに対し、中レベル廃棄物を処分方策Bによって処分する場合には、処分施設からのスカイシャインによる被ばくを考慮する必要はなく、また50~100m程度の深さに処分することによって、処分施設跡地の再利用についても安全評価を行う必要はないと考えられる。

以上の考えを踏まえ、中レベル廃棄物の処分に係る一般環境への影響を前記2通りの処分方策のそれぞれについて評価した。評価に際して検討したシナリオは以下の通りである。

処分方策A

- 1) 操業中シナリオ : 処分施設からのスカイシャインによる外部被ばく
- 2) 地下水シナリオ : 地下水によって生態系まで移行した放射性物質による外部被ばくおよび吸入/摂取による内部被ばく
- 3) サイト再利用シナリオ : 管理期間終了後の処分施設跡地の再利用に伴う外部被ばくおよび吸入/摂取される放射性物質による内部被ばく

処分方策B

1) 地下水シナリオ

また、今回の評価では一般的な地形・地質状況を反映する仮想的な地域における処分施設を想定し、原則として低レベル廃棄物の浅地埋設処分施設の安全審査に用いられるパラメータ(不明のものについては IAEA 等のデータ)を使用した。

(2) 処分施設および処分方式

処分方策Aについては、人工バリアの形式を除いて低レベル廃棄物の浅地埋設処分に係る環境影響の評価の場合と同じ仮定を用いた。また処分方策Bについては、比較的深い地層(100m)への処分であること以外は、処分施設(処分場)の設置地域、処分施設の規模等は低レベル廃棄物の場合と同じであると仮定した。処分方式Aの場合の人工バリアの形式としては、低レベル廃棄物の浅地処分の場合のコンクリートピット方式に対して、充填材をモルタル等のセメント系材料に置き換え、施設全体をセメント系材料で一体化することによって、より強固な健全性を確保するモノリス方式(人工バリアの高度化)を仮定した。

3章で検討した評価対象核種について、核融合動力炉の主要構造材の検討ケース(SSTR、DREAM等)ごとの廃棄体中放射性核種濃度をTable 4.2.1に示す。中レベル廃棄物としての特別な冷却期間は設けず、「50年冷却時点において低レベル廃棄物として浅地埋設処分できない構造材」の中の評価対象核種ごとの濃度の平均値を、廃棄体中での放射性核種濃度とした。

Table 4.2.1 中レベル廃棄体中放射性核種濃度

核種	廃棄体中放射性核種濃度 (Bq/g)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
^2H	5.385E+10	1.323E+10	2.351E+10	3.387E+9	4.220E-7
^{10}Be	2.224E+1	4.662E+0	3.864E+0	3.259E+3	5.066E-3
^{14}C	9.067E+4	6.653E+4	3.088E+4	6.883E+6	6.359E-3
^{26}Al	5.529E+0	—	6.162E+3	3.640E+0	1.038E-2
^{36}Cl	—	—	—	2.005E+5	—
^{42}K	—	—	1.309E+3	—	—
^{60}Co	4.736E+5	8.875E+6	7.185E+4	1.945E+3	0.0
^{59}Ni	—	8.785E+5	—	—	0.0
^{63}Ni	1.737E+5	7.359E+7	1.235E+4	2.351E+5	0.0
^{91}Nb	1.842E+4	1.095E+6	—	—	—
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	6.269E+3	2.770E+5	7.918E+2	—	—
^{94}Nb	1.884E+2	4.210E+3	3.632E+1	0.0	0.0
^{93}Mo	—	2.825E+5	5.764E+2	—	—
^{186}Re	5.067E+3	—	5.314E+2	—	—
$^{187\text{m}}\text{Re}$	5.065E+3	—	5.314E+2	—	—
^{192}Ir	1.451E+2	—	—	2.388E+1	—
$^{192\text{m}}\text{Ir}$	1.450E+2	—	—	—	—
^{193}Pt	3.899E+2	—	—	1.116E+1	—

4.2.2 浅地埋設処分

(1) 操業中シナリオ

評価には4.1.2と同じ手法(評価モデル、計算コード、計算条件等)を用いた。また、線源条件はTable 4.2.2に示す通りである。

Table 4.2.2に示した線源条件の下で、処分施設1セル当たりのスカイシャイン線量を計算した結果をTable 4.2.3に示す。また、処分施設全体から受けるスカイシャイン線量をTable 4.2.4およびFig. 4.2.1に示す。ここで、処分施設の規模および操業計画は低レベル廃棄物処分施設と同じものと仮定する。(4.1.1、4.1.2参照)

Table 4.2.2 中レベル廃棄物処分施設1セルの線源条件

検討ケース	セル中放射性核種濃度(Bq/g)			遠 蔽 条 件
	^{241}Am	^{137}Cs	^{94}Nb	
SSTR	3.239E+0	2.775E+5	1.104E+2	Case-I 遮蔽なし
SSTR-316	-	5.199E+6	2.466E+3	
SSTR2	3.610E+3	4.209E+4	2.128E+1	Case-II 50cmコンクリート蓋
DREAM	2.133E+0	1.139E+3	0.0	Case-III 50cmコンクリート蓋 +400cm覆土
DREAM*	6.081E+1	0.0	0.0	
分布形態	密度2.2g/cm ³ のセル中に均一に分布			

(注)表中の核種濃度はTable 4.2.1に示した廃棄体中放射性核種濃度を廃棄体容積/セル容積比を考慮して、セル中濃度に換算した値である。

Table 4.2.3 中レベル廃棄物処分施設1セル当たりのスカイシャイン線量率

セル中心 からの 距離(m)	スカイシャイン線量 ($\mu\text{Sv hour}$)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
200	1.21E+00	2.26E+01	2.04E-01	4.97E-03	3.46E-04
250	5.54E-01	1.04E+01	9.41E-02	2.28E-03	1.68E-04
300	2.76E-01	5.16E+00	4.71E-02	1.13E-03	8.81E-05
350	1.45E-01	2.71E+00	2.49E-02	5.97E-04	4.90E-05
400	7.94E-02	1.49E+00	1.37E-02	3.27E-04	2.84E-05
450	4.48E-02	8.39E-01	7.80E-03	1.84E-04	1.69E-05
500	2.59E-02	4.85E-01	4.55E-03	1.07E-04	1.04E-05
600	9.16E-03	1.72E-01	1.63E-03	3.77E-05	4.11E-06
800	1.33E-03	2.50E-02	2.47E-04	5.50E-06	7.55E-07
1000	2.21E-04	4.14E-03	4.29E-05	9.13E-07	1.58E-07
1500	3.41E-06	6.39E-05	7.75E-07	1.42E-08	4.34E-09
2000	6.80E-08	1.27E-06	1.94E-08	2.84E-10	1.53E-10
セル中心 からの 距離(m)	スカイシャイン線量 ($\mu\text{Sv hour}$)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
200	3.63E-03	6.80E-02	7.16E-04	1.50E-05	2.78E-06
250	1.67E-03	3.12E-02	3.33E-04	6.88E-06	1.35E-06
300	8.28E-04	1.55E-02	1.68E-04	3.43E-06	7.08E-07
350	4.36E-04	8.16E-03	8.95E-05	1.80E-06	3.94E-07
400	2.38E-04	4.47E-03	4.97E-05	9.87E-07	2.28E-07
450	1.35E-04	2.52E-03	2.85E-05	5.57E-07	1.36E-07
500	7.78E-05	1.46E-03	1.68E-05	3.22E-07	8.34E-08
600	2.75E-05	5.16E-04	6.14E-06	1.14E-07	3.31E-08
800	4.00E-06	7.50E-05	9.68E-07	1.67E-08	6.07E-09
1000	6.64E-07	1.24E-05	1.76E-07	2.77E-09	1.27E-09
1500	1.03E-08	1.92E-07	3.63E-09	4.33E-11	3.49E-11
2000	2.04E-10	3.83E-09	1.04E-10	8.81E-13	1.23E-12
セル中心 からの 距離(m)	スカイシャイン線量 ($\mu\text{Sv hour}$)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
200	7.47E-15	1.38E-13	1.13E-13	9.63E-17	1.88E-15
250	3.43E-15	6.34E-14	5.47E-14	4.59E-17	9.13E-16
300	1.71E-15	3.15E-14	2.87E-14	2.37E-17	4.80E-16
350	8.99E-16	1.66E-14	1.60E-14	1.30E-17	2.67E-16
400	4.92E-16	9.07E-15	9.24E-15	7.40E-18	1.54E-16
450	2.78E-16	5.12E-15	5.52E-15	4.36E-18	9.23E-17
500	1.61E-16	2.96E-15	3.38E-15	2.63E-18	5.65E-17
600	5.71E-17	1.05E-15	1.34E-15	1.02E-18	2.24E-17
800	8.35E-18	1.52E-16	2.45E-16	1.78E-19	4.11E-18
1000	1.39E-18	2.53E-17	5.13E-17	3.57E-20	8.60E-19
1500	2.21E-20	3.90E-19	1.41E-18	9.14E-22	2.36E-20
2000	4.59E-22	7.77E-21	4.95E-20	3.09E-23	8.33E-22

Table 4.2.4 中レベル廃棄物処分施設からのスカイシャイン線量

セル中心 からの 距離(m)	スカイシャイン線量 ($\mu\text{Sv/year}$)				
	SSTR	SSTR-316	SSTR2	DREAM	DREAM*
200	4.02E+02	7.54E+03	6.84E+01	1.66E+00	1.23E-01
250	1.85E+02	3.46E+03	3.16E+01	7.60E-01	5.95E-02
300	9.19E+01	1.72E+03	1.58E+01	3.78E-01	3.13E-02
350	4.83E+01	9.05E+02	8.36E+00	1.99E-01	1.74E-02
400	2.64E+01	4.95E+02	4.61E+00	1.09E-01	1.01E-02
450	1.49E+01	2.79E+02	2.62E+00	6.15E-02	6.02E-03
500	8.63E+00	1.62E+02	1.53E+00	3.55E-02	3.68E-03
600	3.05E+00	5.71E+01	5.50E-01	1.26E-02	1.46E-03
800	4.44E-01	8.32E+00	8.33E-02	1.83E-03	2.68E-04
1000	7.37E-02	1.38E+00	1.45E-02	3.04E-04	5.61E-05
1500	1.14E-03	2.13E-02	2.64E-04	4.72E-06	1.54E-06
2000	2.26E-05	4.24E-04	6.66E-06	9.48E-08	5.43E-08

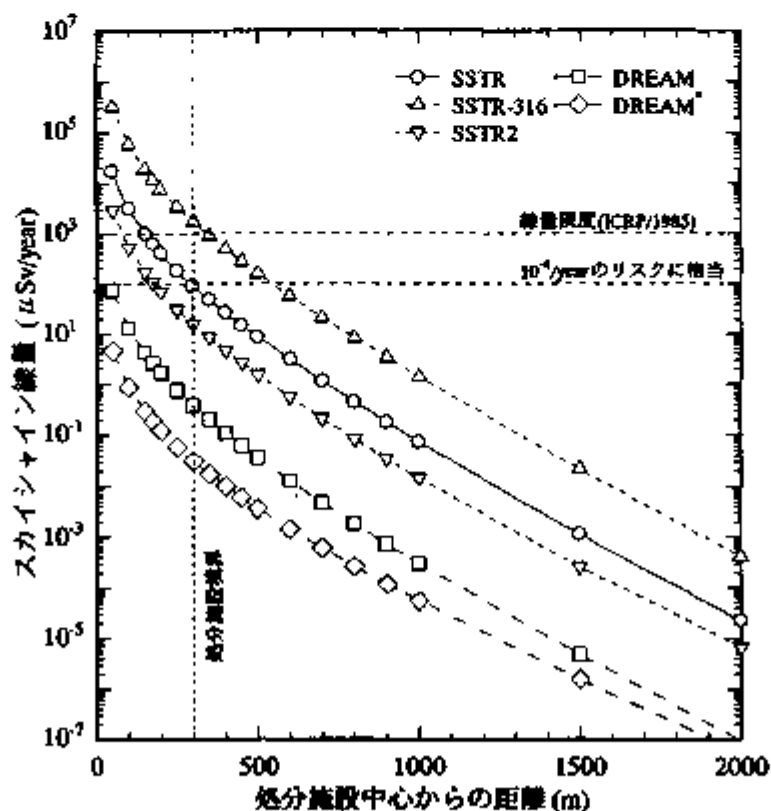


Fig.4.2.1 中レベル廃棄物浅地埋設時のスカイシャイン線量

(2)地下水シナリオ

計算コードとしては、4.1.3での地下水シナリオの評価と同様にSWATERを使用する。ただし、本来SWATERは低レベル廃棄物を対象とした解析コードシステムであるため、人工バリア核種漏洩モデルに対しては、通常コンクリートピットモデルを採用している。しかし、ここでは中レベル廃棄物の処分に係る環境影響の評価を目的としており、機能をより高度化した人工バリアを仮定しているため、SWATERにモノリス方式を解析するコード(PLATE)を組み込んで環境影響の評価を行った。

その他、天然バリアおよび周辺水系、被ばく経路についての仮定ならびに計算対象核種に関するパラメータや処分施設に関するパラメータ等については、4.1.3に述べた通りとする。

4.1.3に述べた地下水シナリオにしたがって、中レベル廃棄物を浅地埋設した場合の地下水中核種移行による一般環境での放射線被ばく線量を計算した結果をFig. 4.2.2～4.2.3に示す。Fig. 4.2.2には、河川経路および井戸経路に対する現実的な依存率にしたがって両経路を評価した場合に、地下水中の放射性核種移行に起因して個人が受ける総被ばく線量を、また、Fig. 4.2.3には主要核種による個人被ばく線量を示した。

地下水シナリオの計算における線源強度には、Table 4.2.1に示した廃棄体中放射性核種濃度から計算した処分施設全体の放射エネルギーを用い、評価した放射性核種の移行経路は4.1.3の場合と同じ、河川経路及び井戸経路の2つである。

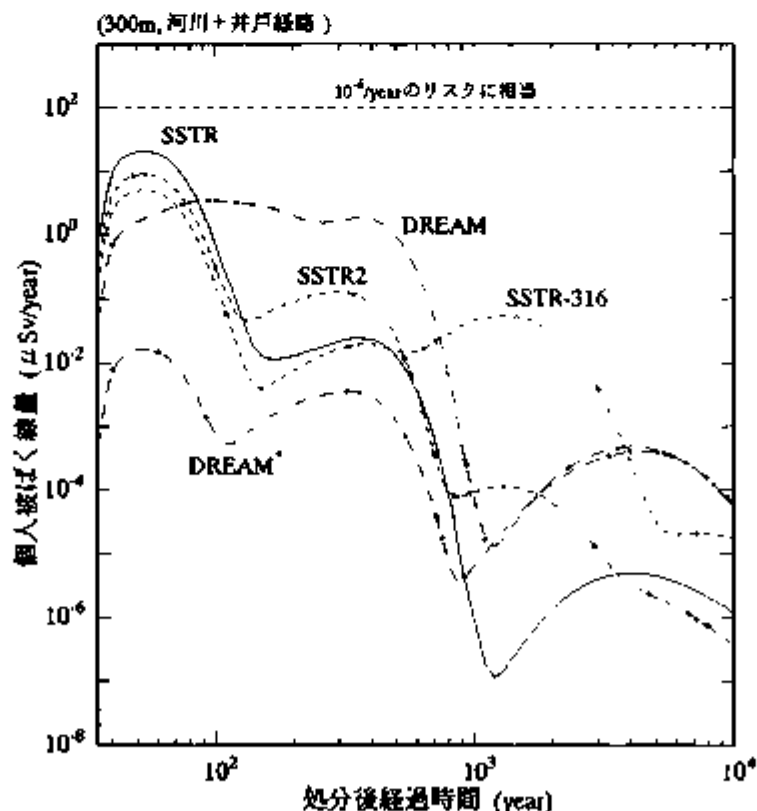


Fig.4.2.2 中レベル廃棄物浅地埋設時の地下水シナリオによる処分施設周辺での個人被ばく線量

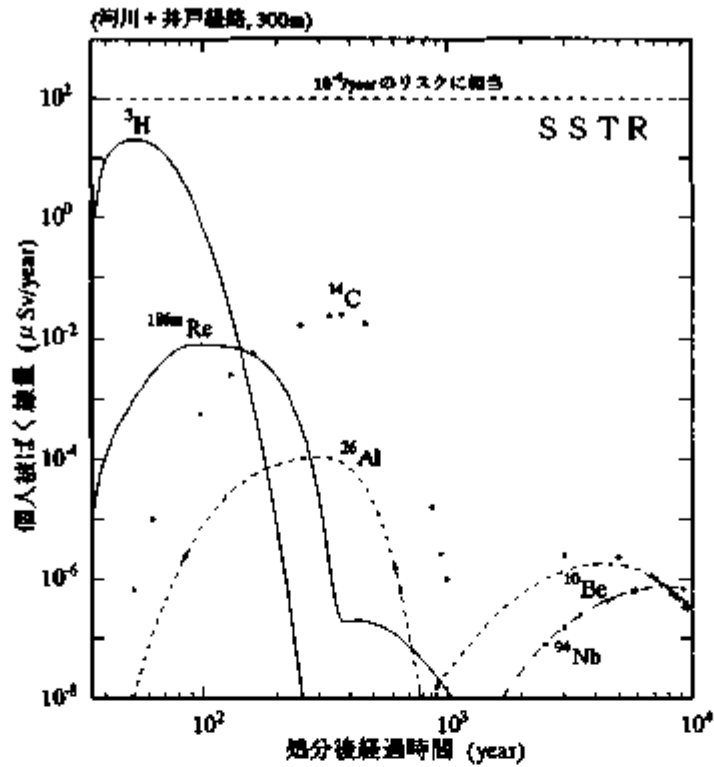


Fig.4.2.3(1) 中レベル廃棄物浅地埋設時の施設周辺での核種別個人被ばく線量

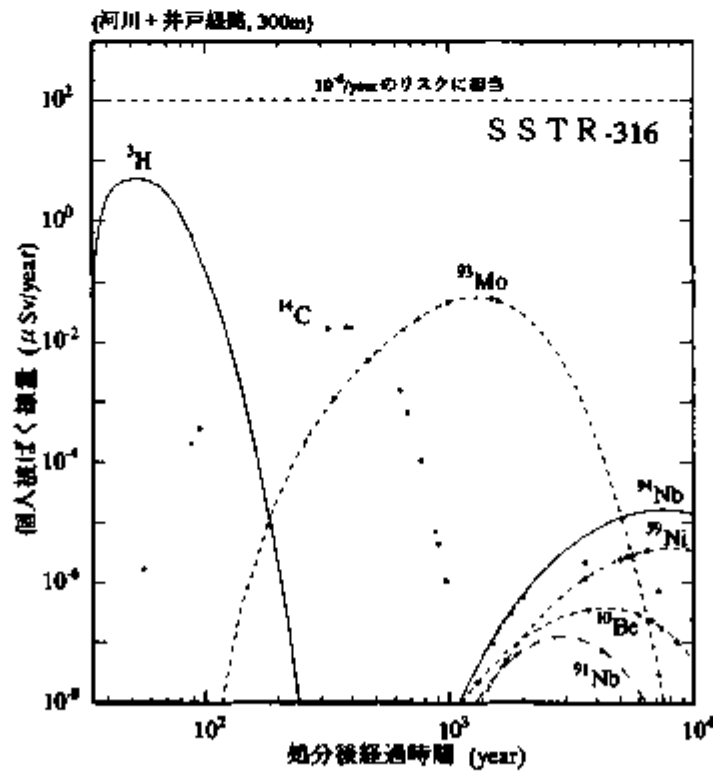


Fig.4.2.3(2) 中レベル廃棄物浅地埋設時の施設周辺での核種別個人被ばく線量

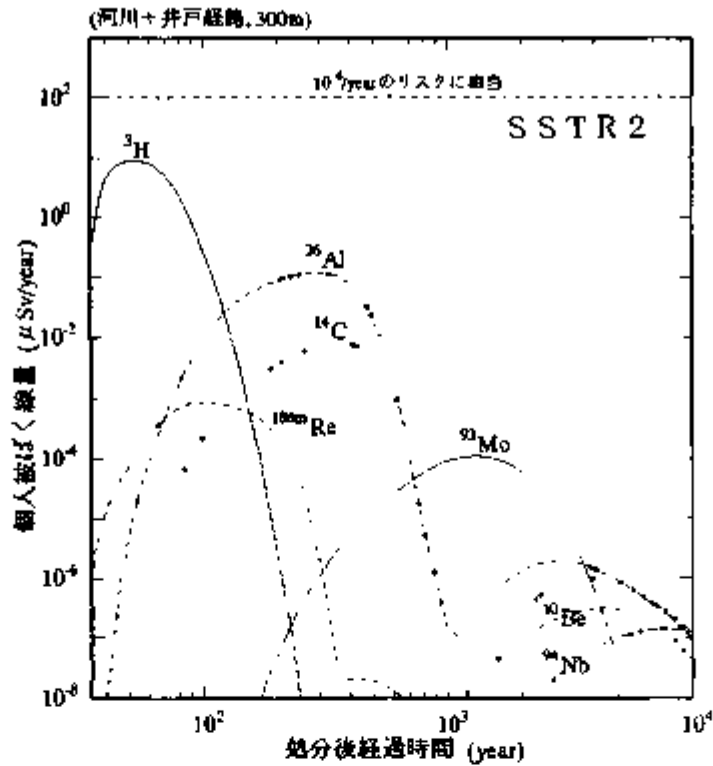


Fig.4.2.3(3) 中レベル廃棄物浅地埋設時の施設周辺での核種別個人被ばく線量

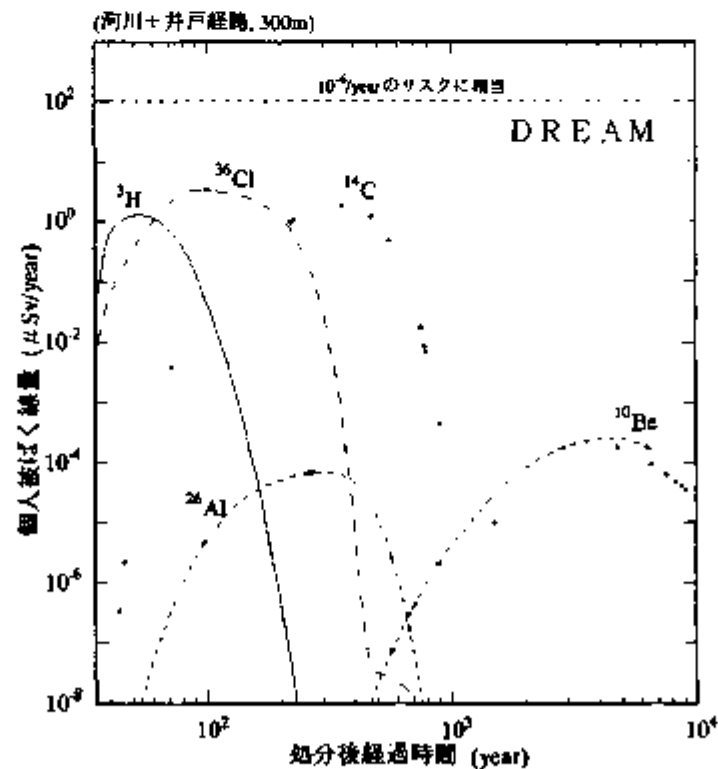


Fig.4.2.3(4) 中レベル廃棄物浅地埋設時の施設周辺での核種別個人被ばく線量

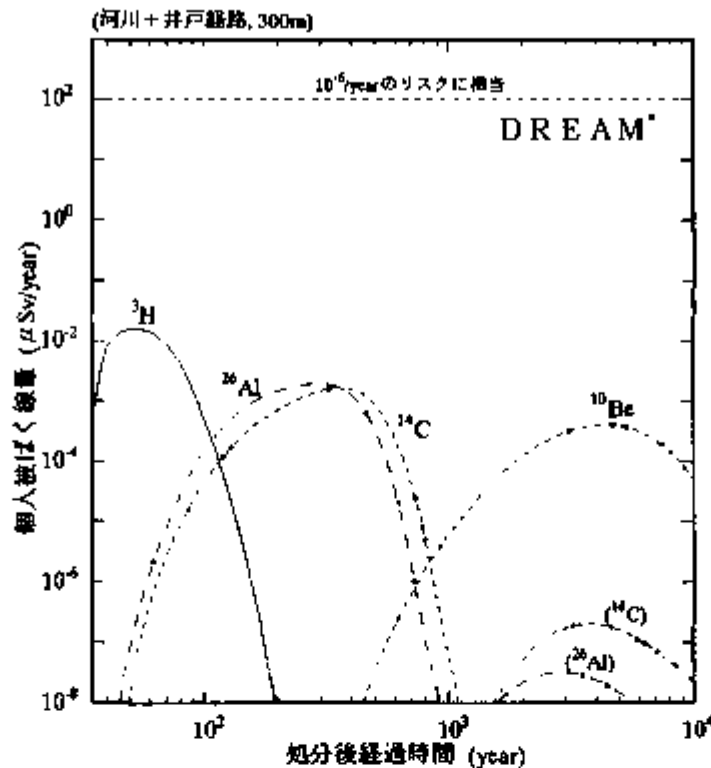


Fig.4.2.3(5) 中レベル廃棄物浅地埋設時の施設周辺での核種別個人被ばく線量

(3) サイト再利用シナリオ

計算コードとしては、4.1.4における評価と同様にAMOREを使用した。ただし、地下水中放射性核種濃度については、前述(2)でも使用したモノリス解析コード(PLATE)によって評価した。その他、被ばく経路についての仮定、計算対象核種に関するパラメータ等については4.1.4に述べた通りとした。

中レベル廃棄物を処分方策Aにしたがって浅地埋設した場合に、制度的管理期間終了後の処分施設跡地を再利用することによって個人が被ばくする線量を計算した結果をFig. 4.2.4~4.2.5に示す。Fig. 4.2.4には処分場跡地に建設された家屋に居住し、そこで生活する人の受ける被ばく線量(居住シナリオ)を示した。また、Fig. 4.2.5にはFig. 4.2.4に示した被ばく線量に対する主要核種の寄与分を示した。

サイト再利用シナリオの計算における線源条件としては、Table 4.2.1に示した濃度の廃棄体中の放射性核種が、処分施設跡地の廃棄物層に均一に分布しているものと仮定し、非汚染土壌による希釈効果を考慮した。

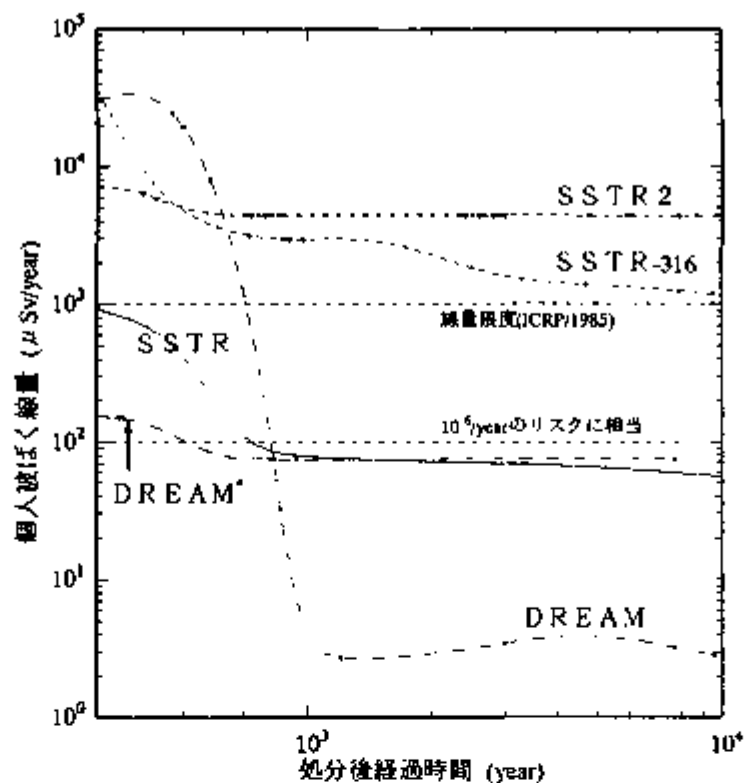


Fig.4.2.4 居住シナリオで評価した中レベル廃棄物
浅地埋設時の個人被ばく線量

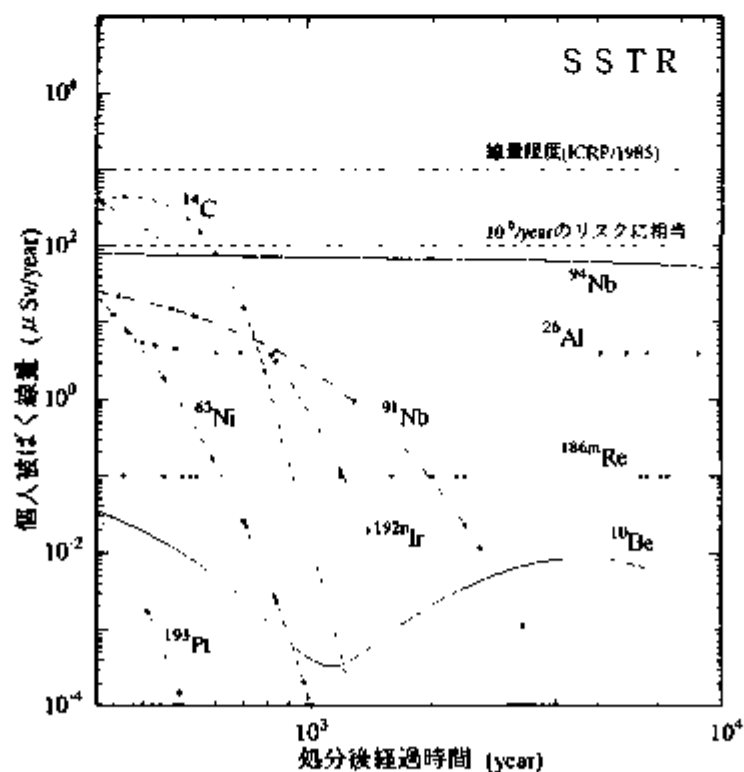


Fig.4.2.5(1) 居住シナリオで評価した中レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

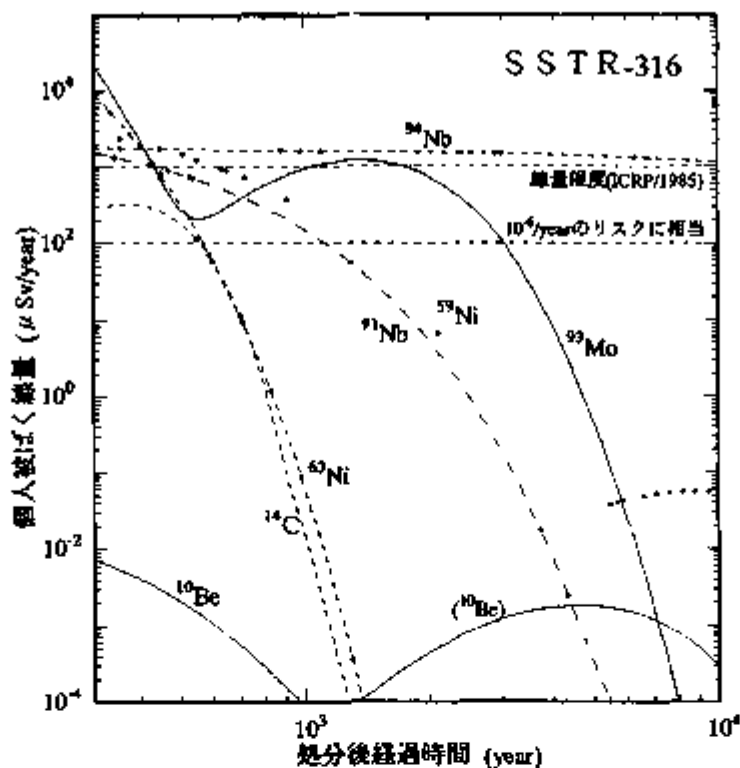


Fig.4.2.5(2) 居住シナリオで評価した中レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

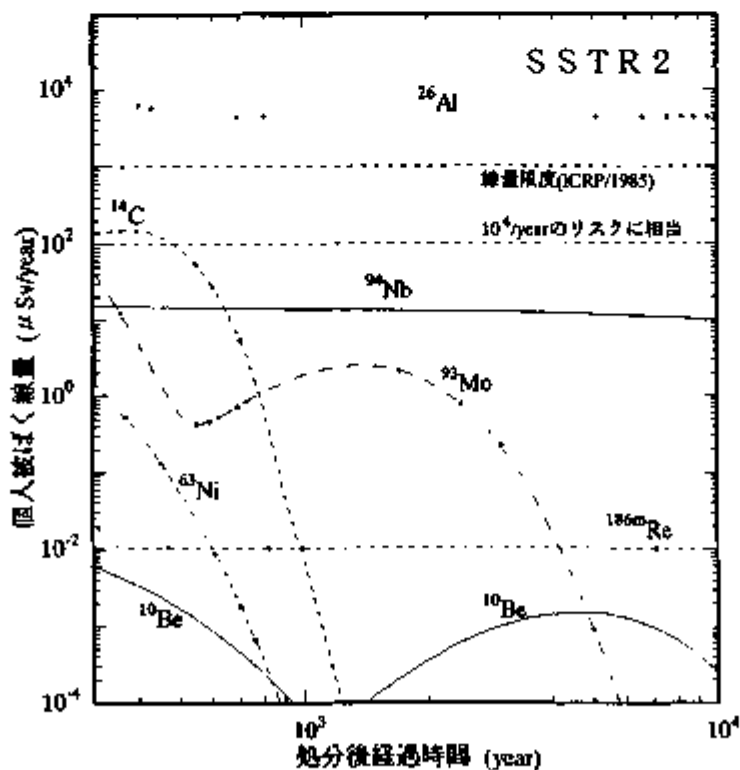


Fig.4.2.5(3) 居住シナリオで評価した中レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

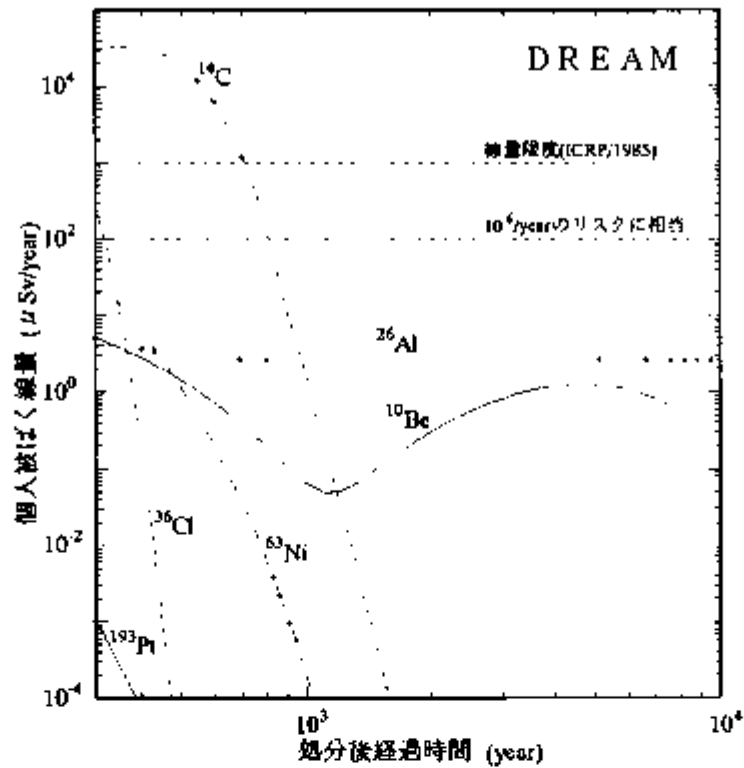


Fig.4.2.5(4) 居住シナリオで評価した中レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

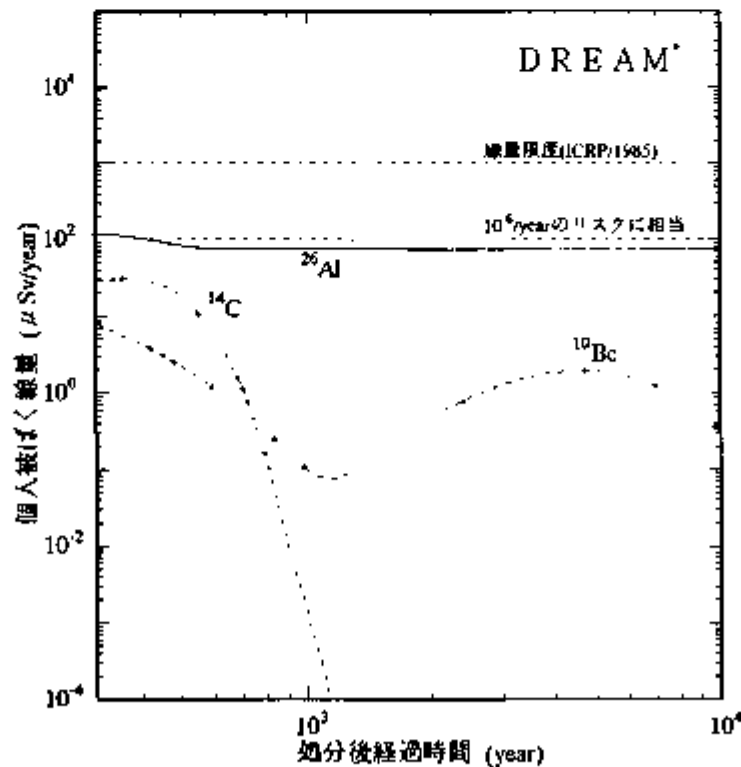


Fig.4.2.5(5) 居住シナリオで評価した中レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

4.2.3 中深層処分

核融合動力炉に起因する放射性廃棄物の場合には、中レベル廃棄物と低レベル廃棄物は単に濃度の違いだけで区分している。発生源としてはいずれも、放射化した主要構成材であるため、中レベル廃棄物の処分に際しての決定核種は、低レベル廃棄物の処分の場合と同じである。したがって、地下水流速あるいは土壌の空隙率等の核種移行に関するパラメータを除けば、生活圏における被ばく線量の評価等は、浅地埋設時の地下水シナリオと同様に評価できる。

今回の評価は、50m程度の浅地埋設に近い深度での処分も考慮するため、地下水流速等の核種移行に関するパラメータも含め、全てのパラメータを浅地埋設の場合と同じ値とし、安全側の評価とした。ただし、浅地埋設の場合に考慮した、処分施設からのオーバーフローによる地表水による核種移行は除外した。

中レベル廃棄物をの中深層処分した場合の地下水中核種移行による一般環境での放射線被ばく線量を計算した結果をFig. 4.2.6～4.2.7に示す。線源強度としては、Table 4.2.1に示した廃棄体中放射性核種濃度から計算した処分施設全体の放射エネルギーを用いた。

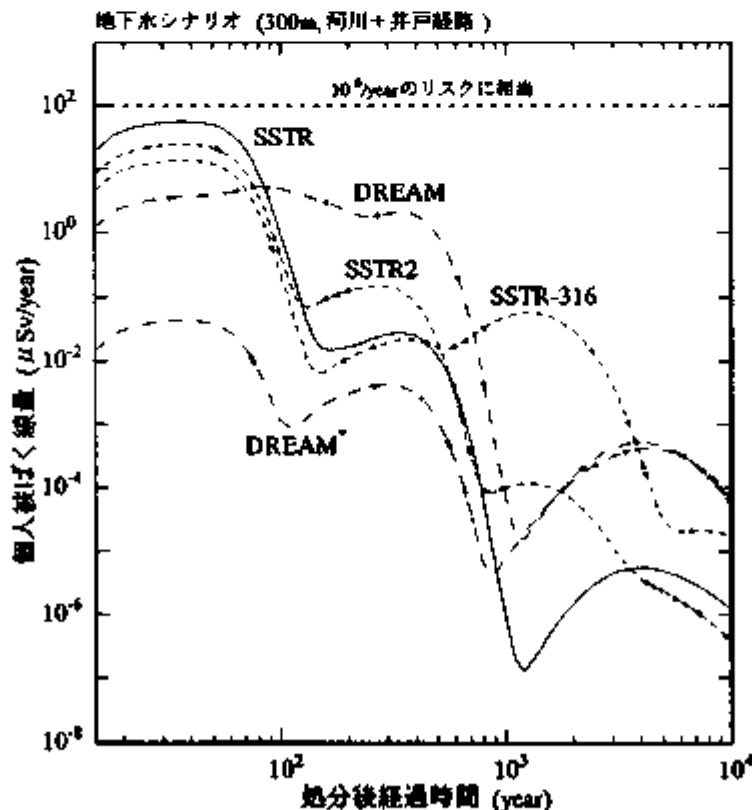


Fig.4.2.6 中レベル廃棄物中深層処分時の一般環境での個人被ばく線量

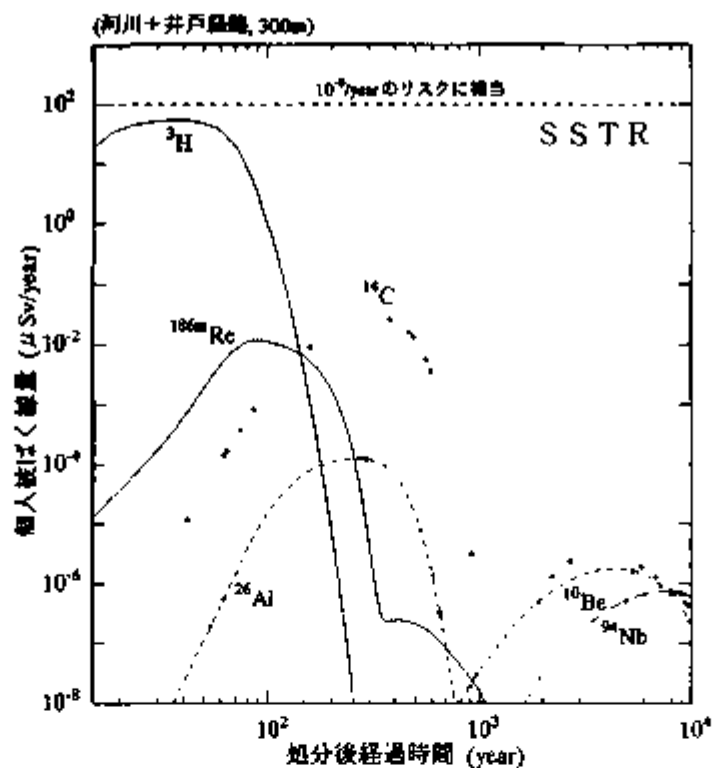


Fig.4.2.7(1) 中レベル廃棄物中深層処分時の一般環境での核種別個人被ばく線量

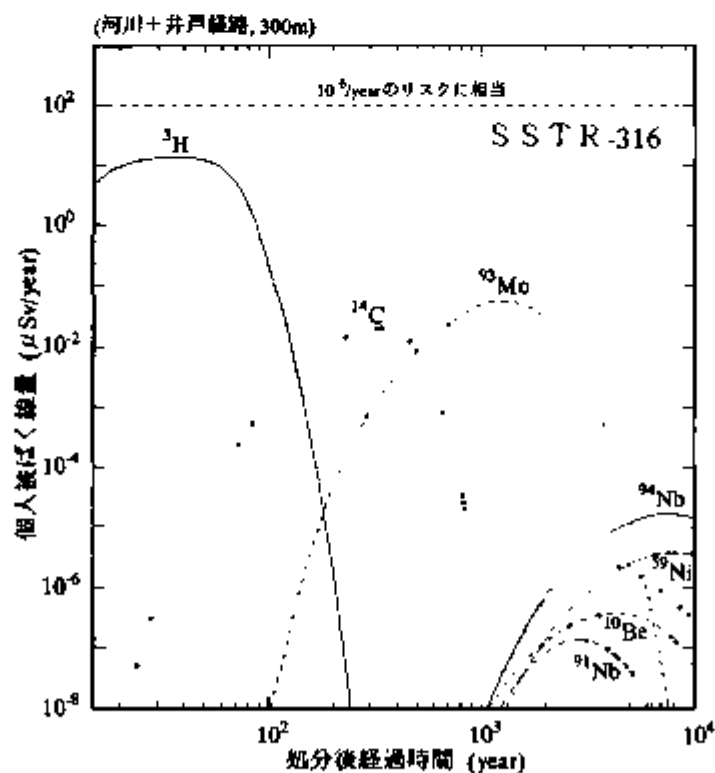


Fig.4.2.7(2) 中レベル廃棄物中深層処分時の一般環境での核種別個人被ばく線量

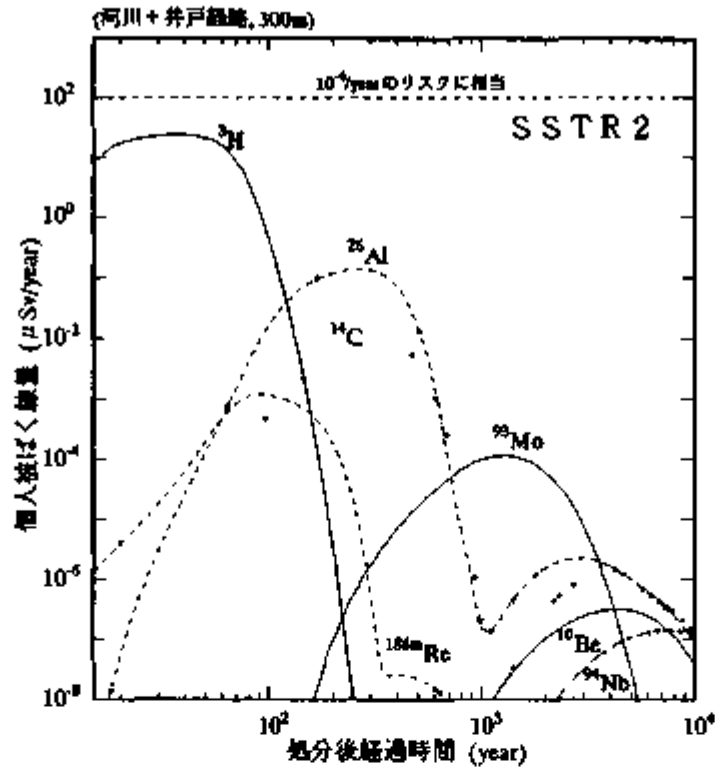


Fig.4.2.7(3) 中レベル廃棄物中深層処分時の一般環境での核種別個人被ばく線量

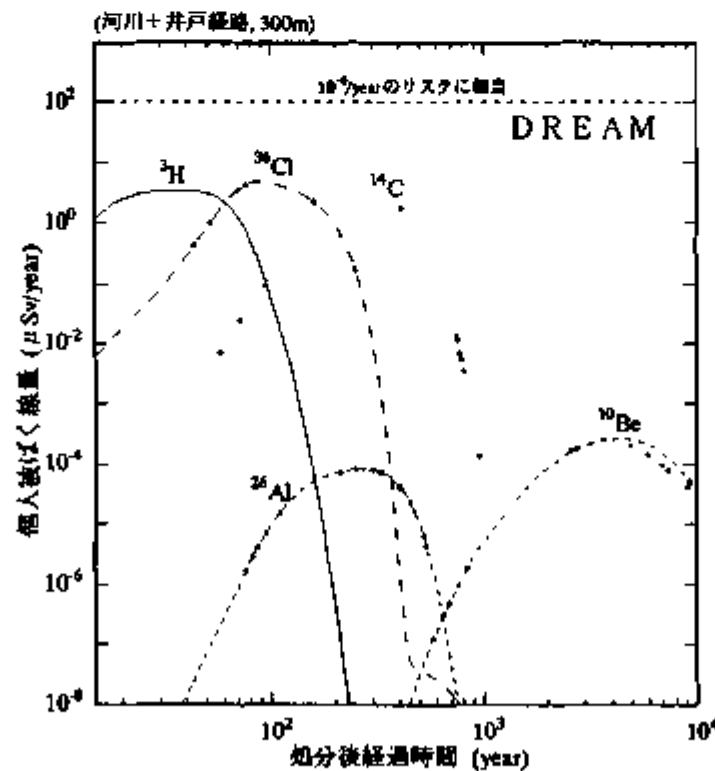


Fig.4.2.7(4) 中レベル廃棄物中深層処分時の一般環境での核種別個人被ばく線量

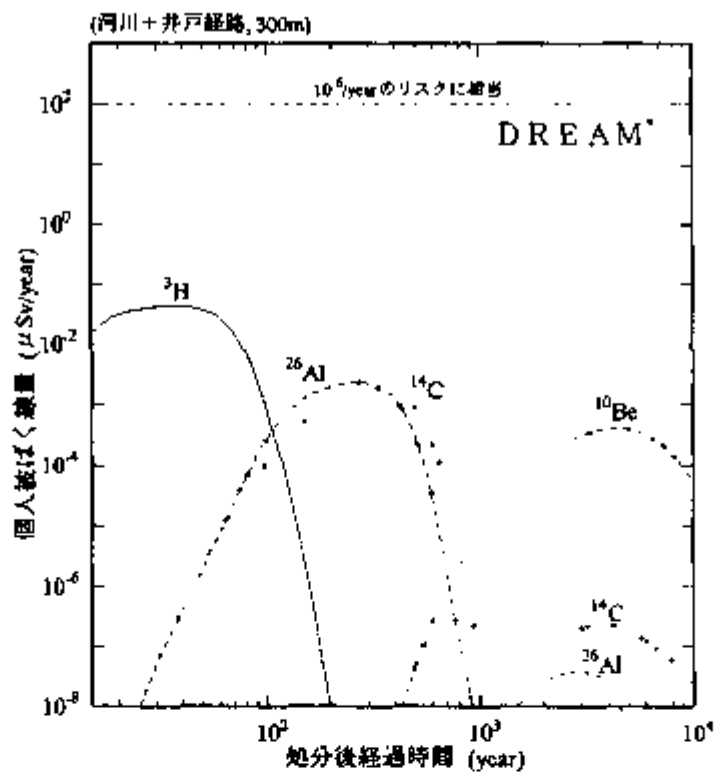


Fig.4.2.7(5) 中レベル廃棄物中深層処分時の一般環境での
核種別個人被ばく線量

4.3 核融合動力炉に起因する放射性廃棄物処分に係る総合的な環境影響

3.2で検討・評価した放射性核種の埋設放射能濃度上限値(Table 3.2.3)にしたがって、核融合動力炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物を区分し、浅地埋設あるいは中深層処分した場合の環境影響についてその評価結果を述べる。

4.3.1 低レベル廃棄物処分時の環境影響

(1) 操業中シナリオ

Table 4.1.4およびFig. 4.1.4からわかるように、処分施設境界(処分施設中心から300mの地点として設定)における個人被ばく線量は、SSTRの場合が $6\mu\text{Sv/year}$ で最も高い値となった。この値は、一般の社会通念として無視できるリスクレベル¹⁹⁾とされている $100\mu\text{Sv/year}$ (以下、「リスク基準線量」と呼ぶ)に比べると1桁以上低い値であり、いずれの検討ケースの場合にも、操業中シナリオにおいて一般環境における個人の被ばく線量が、浅地埋設に係るリスク基準線量を超えることはない。

(2) 地下水シナリオ

Fig. 4.1.5~4.1.7に示した結果から、地下水シナリオで評価した一般環境における個人の被ばく線量について、以下の点が明らかとなった。

- 1) 被ばく線量は処分後40~50年経過した時点で最大となり、最も低いDREAM(大部分が中レベル廃棄物として区分されるため、低レベル廃棄物として浅地埋設される量は少ない)を除く全てのケースで同程度の被ばく線量となる。その中で最大値を示すのはDREAM*であるが、このケースでも $3\mu\text{Sv/year}$ 未満であり、リスク基準線量より1桁以上低い値である。
- 2) 被ばく線量への寄与が最も大きな核種は、 ^3H (処分後~100年)、 ^{14}C (100~1000年)および ^{10}Be (1000年~)の3核種である。
- 3) 核種の移行経路として井戸だけを考える場合には ^3H の寄与をかなり過大に評価することになり、最も線量の高くなるDREAM*の場合には、処分後40~50年の時点で被ばく線量はリスク基準線量よりも1桁以上高くなる。

処分施設を設置する場所の水理条件および一般の生活様式を考えた場合、地下水シナリオにおいて放射性核種の生態系への移行経路を井戸だけとするのは現実的ではない。したがって、井戸経路だけと限定した場合にリスク基準線量を1桁以上超えることは、実際上は問題点とは言えない。しかし、いずれの検討ケースにおいても ^3H の発生量は極めて多く、初期の段階で被ばく線量の大部分を占めていることは事実である。放射性廃棄物の処理段階で以下の措置のいずれかを行い、被ばく線量の低減化をはかることも検討しておく必要がある。

- 1) 放射性廃棄物中の ^3H を分離・回収し、 ^3H 濃度を低減する。
- 2) 主要構造材中に生成した ^3H が材料中に強く固定されており、容易に(~100年程度)遊離しないことを確認する。

(3) サイト再利用シナリオ

(3)-1. 侵入シナリオ

Fig. 4.1.8に示した通り、いずれの構造材についても侵入シナリオに基づいて評価した被ばく線量は $10^{-11}\mu\text{Sv/year}$ 未満であり、リスク基準線量に比べて極めて低い値である。

したがって、侵入シナリオにおいて個人の被ばく線量が問題になることはない。

(3)-2. 建設シナリオ

Fig. 4. 1. 9に示した通り、最も被ばく線量が高くなるDREAMの場合でも、リスク基準線量の1/8以下であり、建設シナリオにおいても、個人の受ける被ばく線量が問題になることはない。

(3)-3. 居住シナリオ

先にも述べた通り、我が国においては段階的管理の最終段階である無拘束段階においても、放射性廃棄物の処分場跡地が一般的に利用されることは想定しにくい。今回のサイト再利用シナリオは安全評価において万全を期すために、あえて跡地が一般的に利用されると想定し、その場合でも個人の被ばく線量が線量限度($1000 \mu\text{Sv/year}$: ICRP 1985年バリ声明²⁶)を超えることか確認しておくためのものである。

居住シナリオの評価結果では、制度的管理期間終了時点(処分後300年)での線量レベルは他のシナリオに比べて高くなっている。しかし、DREAM²の場合でもリスク基準線量の70%程度であり、居住シナリオの評価で得られた線量によっても、サイトの再利用に係る行為によって利用者個人が受ける被ばく線量は、線量限度はもちろん、リスク基準線量をも超えないものであることか確認された。

4 3 2 中レベル廃棄物処分時の環境影響

(1) 処分方策 A

低レベル廃棄物の浅地埋設処分における人工バリアをより高度化して浅地層に処分する処分方策 A については、以下の点か確認された。

- 1) Fig. 4. 2. 1に示したように、処分施設操業中のスカイシャイン線量は、SSTR 316についてはリスク基準線量だけでなく線量限度をも超えてしまう。他の4種の構造材についてはリスク基準線量を超えることはない。
- 2) Fig. 4. 2. 2及びFig. 4. 2. 3からは、DREAM以外のケースについては³Hの寄与が最も大きくなる処分後50年経過時点頃に被ばく線量が最大となることかわかる。最も高いSSTRの場合でも最大となる被ばく線量はリスク基準線量の1/5程度であり、100年以降はリスク基準線量に比べて3桁以上低くなっている。
- 3) DREAMについては、処分後1000年まではほぼ一定の被ばく線量を示している。これは、³Hに比べて半減期の長い¹⁴Cや¹²⁹Iが処分後100～1000年において被ばく線量への寄与が最も大きな核種であるため、人工バリアの高度化による核種漏洩の遅延効果か他のケースほと現れないことか原因である。しかし、線量そのものはリスク基準線量よりも2桁程度低い値であり、地下水シナリオの評価においてもリスク基準線量を超えることはない。
- 4) サイト再利用時の被ばく線量はFig. 4. 2. 4及びFig. 4. 2. 5から、全ての構造材についてリスク基準線量を超えていることがわかる。最も線量の低いSSTRの場合には線量限度を超えることはないが、他のケースでは線量限度をもはるかに超える値となっている。
- 5) サイト再利用時に被ばく線量への寄与の大きな核種は¹⁴C、²⁶Naであるか、この他に、SSTR 316では¹³⁷Mn、⁹⁹Tc、SSTR 2では²³⁵Uが特に大きく影響している。処分方策 A のサイト再利用シナリオの評価では、これら核種の低減化を達成しない限り、リスク基準線量あるいは線量限度以下に被ばく線量を抑えることは難し

い。

(2) 処分方策 B

比較的深い地層(50m程度の浅地埋設に近い深度)に処分する処分方策 B については、以下の点が確認された。

- 1) Fig. 4.2.6 及び Fig. 4.2.7 から、全ての構造物に対して処分方策 A の地下水シナリオの評価の場合とほぼ同じ結果が得られている。ただし、人工バリアの性能は低レベル廃棄物の浅地埋設処分と同様であるため、処分方策 A に比べて漏洩開始が早くなっており、そのため初期の被ばく線量が高めの値となっている。しかし、いずれのケースでもリスク基準線量に比べて十分低い値となっている。

4.3.3 核融合炉に起因する廃棄物処分に係る総合的な環境影響

各検討ケースについて、放射性廃棄物等の発生量および環境影響の程度を比較した結果を Table 4.3.1 に示す。放射性廃棄物等の発生量は 100 万 kW 級核融合動力炉 1 基当たりの量を、また環境影響については 4.1 及び 4.2 で設定した処分施設に起因する個人被ばく線量を、それぞれの被ばくシナリオにしたがって評価した値を 4 段階に区分して示している。

Table 4.3.1 からわかるように、中レベル廃棄物を浅地埋設する場合には全てのケースにおいてサイト再利用時の被ばく線量がリスク基準線量を超える。したがって、4.3.2 でも述べたように、特に被ばく線量への寄与が大である ^{14}C 、 ^{26}Al 、 ^{59}Ni 、 ^{94}Nb 、 ^{93}Mo などの核種の低減化を実現しない限り、中レベル廃棄物に対してサイト再利用時の被ばくを考慮する必要がある処分法は採用できないことがわかる。これに対して、低レベル廃棄物を浅地埋設し、中レベル廃棄物はサイト再利用を考慮する必要のない中深層に処分する場合には、SSTR についての地下水シナリオの評価において、被ばく線量がリスク基準線量に近い値となるが、いずれのケースでも全てのシナリオに対して、評価した被ばく線量はリスク基準線量に比べてかなり安全側の値となっている。

また、放射性廃棄物の発生量の観点からは、以下のような点をあげることができる。

- 1) SSTR 系(SSTR、SSTR-316、SSTR2)では、廃棄物全体のほぼ40%が将来規制除外の対象となる可能性のある極低レベル廃棄物として区分できるが、DREAM 系(DREAM、DREAM*)の場合には極低レベルとして区分できる廃棄物はない。
- 2) DREAM では90%程度の廃棄物を、中レベル廃棄物として処分しなければならないが、DREAM* の場合には、ほとんどすべての廃棄物(97.4%)を浅地埋設処分の可能な低レベル廃棄物として区分できる。
- 3) SSTR 系の場合には20~40%の廃棄物を、中レベル廃棄物として処分しなければならない。

DREAM と DREAM* との大きな違いは主要構造物である SiC の不純物濃度の違いによるものである。この2つのケースにおいて被ばく線量の点から最も着目すべき核種は、それぞれ99.9%以上 ^{14}N と ^{13}C から生成される ^{14}C と ^{13}C である。したがって、SiC に不純物として含まれる N と C の濃度を制御することによって、DREAM の問題は解決され、DREAM* と同等になる。このように、放射性廃棄物の低レベル、中レベルの区分ごとの発生量は、SSTR あるいは DREAM といった構造物によってかなりの違いがあるだけでなく、特定の成分元素の濃度によっても大きな違いがあることがわかった。

Table 4.3.1(1) 検討ケースごとの放射性廃棄物の発生量と環境影響

(中レベル廃棄物を浅地埋設する場合)

検討ケース	放射性廃棄物等発生量 ^{a1} (m ³)		個人被ばく線量 ^{a2}			
	低レベル	中レベル	操業中シナリオ	地下水シナリオ	サイト再利用シナリオ	
					侵 入	建 設 居 住
SSTR	6030 (82.3%)	1300 (17.7%)	△	○	◎	△
SSTR-316	4360 (59.5%)	2970 (40.5%)	※	◎	◎	※
SSTR 2	5520 (66.7%)	2760 (33.3%)	○	◎	◎	※
DREAM	920 (9.1%)	9240 (90.9%)	◎	◎	◎	○
DREAM*	9900 (97.4%)	260 (2.6%)	◎	◎	◎	△

注 1) 放射性廃棄物等の発生量は、100万kW級核融合動力炉1基当たりの量である。

2) 個人被ばく線量の欄の◎、○、△、×は、各シナリオで評価した線量率の最大値がそれぞれ以下のレベルであることを示す。

◎ : 100 μ Sv/year (10⁻⁶/yearのリスクに相当する線量率)よりも1桁以上低い線量率レベル○ : 10 ~ 50 μ Sv/yearのレベル△ : 50 ~ 100 μ Sv/yearのレベル※ : 100 μ Sv/yearを超える線量率レベル

Table 4.3.1(2) 検討ケースごとの放射性廃棄物等の発生量と環境影響

(中レベル廃棄物を中間処理する場合)

検討ケース	放射性廃棄物等発生量 ¹⁾ (m ³)		個人被ばく線量 ²⁾			
	低レベル	中レベル	操業中シナリオ	地下水シナリオ	サイト再利用シナリオ	
					侵入	建設・居住
SSTR	6030 (82.3%)	1300 (17.7%)	◎	△	◎	◎
SSTR-316	4360 (59.5%)	2970 (40.5%)	◎	○	◎	○
SSTR 2	5520 (66.7%)	2760 (33.3%)	◎	○	◎	○
DREAM	920 (9.1%)	9240 (90.9%)	◎	◎	◎	○
DREAM*	9900 (97.4%)	250 (2.6%)	◎	◎	◎	△

注 1) 放射性廃棄物等の発生量は、100万kW級核融合動力炉1基当たりの量である。

注 2) 個人被ばく線量の欄の◎、○、△、×は、各シナリオで評価した線量率の最大値がそれぞれ以下のレベルであることを示す。

◎ : 100 μ Sv/year (10⁻⁴ Sv/year) のリスクに相当する線量率) よりも 1 桁以上低い線量率レベル○ : 10 ~ 50 μ Sv/year のレベル△ : 50 ~ 100 μ Sv/year のレベル※ : 100 μ Sv/year を超える線量率レベル

5. 核分裂炉に起因する放射性廃棄物処分に係る環境影響の評価

5.1 核分裂炉に起因する放射性廃棄物

5.1.1 放射性廃棄物の区分

核燃料サイクル・原子炉の解体等の過程において発生する廃棄物(核分裂炉に起因する廃棄物)は、米国原子力規制委員会等^{27)~29)}でも評価されているように、放射能、発熱量の観点から概ねTable 5.1.1のように区分される。

Table 5.1.1 軽水炉に起因する廃棄物 (PWR、BWRの平均)

区 分 ^{a1)}		推定発生量(m ³) ^{a2)}	処分法試案
高レベル	再処理(高レベル廃液)	180	隔離貯蔵・地層処分 βγだけの場合には 隔離貯蔵・非浅地中処分
TRU(α)	再処理(ハル)	900	非浅地中処分等
	再処理(TRU)	170	
中レベル(βγ)	再処理(中レベル廃液)	400	非浅地中処分等
	原子炉(照射金属類) ^{a3)}	130	
低レベル(βγ)	再処理(低レベル廃液)	270	浅地中処分等
	再処理(樹脂・雑固体等)	980	
	原子炉(雑固体・廃液等) ^{a3)}	8500	
	ウラン燃料加工廃棄物	450	
極低レベル	(JPDR廃棄物の一部) ^{a4)}	1000	簡易埋設(トレンチ)

注 1) 高レベル下限値(発熱性により決定)、低レベル上限値(浅地中処分のバリア性能により決定)、極低レベル上限値(軽度の放射線管理のバリア性能により決定)等は核種依存性もあり、一律に定められる値ではない。したがって、これらの区分もおよその目安である。ここでは以下のように分類した。

高レベル : $10^3 \alpha \text{Ci/m}^3$ 以上、又は $10^6 \beta \gamma \text{Ci/m}^3$ 以上

TRU(α) : $10^1 \alpha \text{Ci/m}^3$ 以上

中レベル(βγ) : $10^3 \beta \gamma \text{Ci/m}^3$ 以上

2) 発生量は30年運転を仮定した場合の100万kW級原子炉1基当たりの量。JPDR解体廃棄物を除き、既存減容化技術によって処分形態に処理した後の量。

3) 120万kW(e)級BWRの解体に伴って発生する量。

4) 1.25万kW(e)、1.3FPYでの値。

5.1.2 廃棄物中放射能濃度

原子炉の解体に伴う廃棄物については、米国NRC、AIF、西独NLS、IAEA等の評価、通産省のケーススタディ等があるが、相互に物量の違いが大きく、またデータの根拠について未公表の点が多い。そこで比較的詳しい分類の記載されたNUREG/CR-0672を中心に推定した。^{27)・30)} また、放射化物の放射能濃度にはNUREG/CR-0672 Table E.1-1~3に示されている放射能濃度のうち、炉停止後30年の値を用い、その他の汚染物等(IAEAの分類2、Table 5.1.2)についても放射化物と同じ組成を仮定して放射能濃度を算出した。再処理に伴う廃棄物については、再処理後の生廃棄物放射能濃度を、既存の減容化技術を用いて減容化した場合の放射能濃度として推定した。^{31)・32)}

使用済燃料の再処理に伴って発生する廃棄物中の放射能濃度及び原子炉の解体に伴って発生する廃棄物中の放射能濃度をそれぞれTable 5.1.3及び5.1.4に示す。

次節以降の環境影響の評価において評価対象とする核種は、低レベル、中レベルあるいは高レベルの固化体として処理された後の廃棄体中の核種ごとの平均濃度に相当する外部被ばく線量当量率あるいは吸入・経口摂取に係わる有害指標(Hazard Index)を基準に選択した。また、多くの資料で評価上重要と指摘されている核種も参考にした。^{31)・32)・36)}

Table 5.1.2 IAEAによる解体廃棄物の分類

分類	内 容	備 考
1	生体遮蔽内部の炉コンポーネントとRPV	再生利用の可能な処分法がよい。長半減期核種を含む部分については永久保存が必要。
2	生体遮蔽外部の炉コンポーネント(熱交換器、循環ポンプ、配管等)	'1'とほぼ同様の扱い。除染による処分の容易化。再生利用可能な形態での処分。
3	コンクリート生体遮蔽	放射線レベルによる層状解体。
4	補機系と建屋構造物(床、換気系及び濃縮器などの廃棄物処理系)	除染の程度によって処分形態が異なる。一般的に土中埋設を必要とする固化体である。
5	解体に付随して発生する廃棄物(除染廃液、フィルタ等)	廃液量は除染の程度に依存する。フィルタはコンクリート破壊時の空気汚染防止用フィルタ。
6	その他の特殊な廃棄物	ガス炉の黒鉛、FBRのNa等、個々の原子力プラント独自の検討課題。

(文献27)より引用)

Table 5.1.3 再処理に伴って発生する廃棄物中の放射能濃度
(PWR、BWRの平均)(Bq m³)

核種	地層処分	非浅地中処分			浅地中処分(浅地埋設)	
	HL廃液	ハル	TRU	ML廃液	LL廃液	雑固体等
¹⁴ C	0.0E+00	2.4E+08	6.1E+06	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-06
⁵⁵ Fe	9.7E+11	4.8E+14	4.1E+11	6.5E-05	1.5E+05	3.5E-09
⁵⁹ Fe	4.1E+01	1.4E+03	1.7E+01	4.5E-05	6.1E-06	5.4E-03
⁵⁸ Co	8.6E+05	9.4E+12	3.5E+05	9.5E-01	1.3E-01	7.1E-07
⁶⁰ Co	1.4E+12	1.5E+15	5.8E+11	1.5E+06	2.1E+05	1.1E+10
⁵⁹ Ni	7.2E+08	6.2E+11	3.0E+08	8.0E+02	1.1E-02	1.2E-06
⁶³ Ni	1.1E+11	8.0E+13	4.6E+10	1.2E+05	1.7E-04	3.9E-08
⁷⁹ Se	1.5E+11	4.0E+07	3.2E+07	1.7E+05	2.3E-04	1.0E-04
⁹³ Zr	3.5E+08	1.8E+08	1.4E+08	3.8E+02	5.1E-01	4.7E-04
⁹⁰ Sr	2.6E+16	6.4E+12	5.2E+12	2.8E-10	3.8E+09	1.7E-09
⁹⁰ Y	2.6E+16	6.4E+12	5.2E+12	2.8E-10	3.8E+09	1.7E-09
⁹⁹ Tc	4.8E+12	1.2E+09	9.7E+08	5.0E+06	7.3E+05	3.2E-05
¹⁰¹ Ru	5.5E+15	7.2E+13	2.4E+12	4.3E+05	4.1E+10	7.7E-08
¹⁰¹ Rh	5.5E+15	7.2E+13	2.4E+12	4.3E+10	4.1E+10	7.7E-08
¹⁰⁷ Pd	3.8E+10	1.2E+07	1.0E+07	2.9E+05	2.8E-05	3.4E-03
¹²⁵ Sb	1.8E+15	4.4E+11	3.7E+11	2.0E+09	2.7E-08	1.2E-08
¹²⁶ Te	4.5E+14	1.1E+11	9.1E+10	4.7E+08	6.5E-07	3.0E-07
¹²⁶ Sn	2.7E+11	8.0E+07	6.5E+07	3.0E-05	4.1E-04	2.1E-04
¹²⁹ I	5.2E+07	2.9E+06	2.4E+06	1.5E-06	1.3E+06	1.4E-09
¹³⁴ Cs	1.8E+16	4.4E+12	3.6E+12	1.9E-10	3.5E+09	1.2E-09
¹³⁵ Cs	1.6E-11	3.8E+07	3.1E-07	1.7E+05	3.1E+04	1.0E-04
¹³⁷ Cs	3.5E+16	9.2E+12	7.3E+12	3.9E+10	6.7E+09	2.4E-09
^{137m} Ba	3.5E+15	8.4E+12	6.8E+12	3.9E+10	6.7E+09	2.3E+09
¹⁴¹ Ce	1.1E+16	2.7E+12	2.2E+12	1.2E+10	2.1E-09	5.7E-09
¹⁴⁴ Pr	1.1E+16	2.7E+12	2.2E+12	1.2E+10	2.1E-09	5.7E-09
¹⁵¹ Sm	1.1E+14	2.9E+10	2.4E+10	1.3E-08	1.7E-07	6.2E-07
¹⁵⁴ Eu	3.1E+15	8.0E+11	6.5E+11	3.4E-09	4.6E+08	1.7E-09
¹⁵⁵ Eu	1.6E+15	4.0E+11	3.2E+11	1.7E+09	2.3E+08	8.4E-08
¹⁶¹ Pu	1.7E+14	3.4E+14	7.8E+12	1.5E-11	5.6E+10	7.6E-10
²⁴² Am	0.0E+00	2.5E+10	5.7E+08	0.0E+00	0.0E+00	5.7E-06
^{242m} Am	2.7E+12	0.0E+00	0.0E+00	1.4E+05	5.0E-03	1.8E-03
²³⁴ U	4.5E+07	2.2E+06	6.1E+06	3.4E+08	1.1E+05	7.4E-03
²³⁵ U	1.6E+07	7.6E+05	2.0E+06	1.2E+08	3.6E-04	2.4E-03
²³⁸ U	2.8E+08	1.3E+07	3.6E+07	2.1E-09	6.4E+05	4.1E+04
²³⁸ U	2.3E+08	1.1E+07	2.9E+07	1.7E-09	5.3E+05	3.4E+04
²³⁷ Np	1.0E+11	1.7E+07	4.5E+07	9.5E+08	3.3E+06	5.2E-04
²³⁸ Pu	3.8E+12	1.4E+11	3.9E+11	7.0E+10	5.3E+08	4.4E-08
²³⁹ Pu	3.4E+11	1.2E+10	3.4E+10	6.0E+09	4.8E+07	3.9E-07
²⁴⁰ Pu	5.5E+11	2.0E+10	5.2E+10	1.0E+10	7.5E+07	6.2E-07
²⁴² Pu	2.3E+09	8.4E+07	2.3E+08	4.2E+07	3.1E+05	2.6E+05
²⁴³ Am	2.4E+14	4.0E+10	1.0E+11	2.3E+07	1.8E-05	1.2E+08
²⁴³ Am	5.5E+12	9.2E+08	2.5E+09	5.5E-06	4.3E+03	2.9E+06
²⁴² Cm	2.8E+13	4.4E+09	1.2E+10	2.6E+07	2.1E+04	1.4E+07
²⁴³ Cm	5.9E+12	1.0E+09	2.7E+09	5.5E+06	4.7E+03	3.1E-06
²⁴⁴ Cm	6.6E+14	1.1E+11	2.9E+11	6.0E+08	5.1E+05	3.3E-08
²⁴⁵ Cm	6.9E+10	1.2E+07	3.1E+07	6.5E+04	5.5E+01	3.6E+04
埋設量m ³	180	900	170	400	270	980

Table 5.1.4 原子炉の解体に伴って発生する廃棄物中の放射能濃度
(BWR)

核種	分類 1		分類 3	分類 2.4
	炉内構造物	圧力容器	生体遮蔽 C	汚染物等
^3H	—	—	1.8E+04	4.9E+03
^{14}C	3.9E+12	2.5E+08	5.0E+06	1.4E+06
^{36}Cl	—	—	4.5E+04	1.3E+04
^{39}Ar	—	—	2.0E+08	5.5E+07
^{40}K	—	—	1.4E+06	3.8E+05
^{41}Ca	—	—	2.9E+07	8.2E+06
^{55}Fe	1.2E+13	4.2E+09	3.9E+07	1.1E+07
^{60}Co	2.4E+14	4.6E+09	4.6E+07	1.3E+07
^{59}Ni	2.4E+13	5.4E+08	4.6E+06	1.3E+06
^{63}Ni	2.5E+15	5.1E+10	4.3E+08	1.2E+08
^{93m}Nb	9.7E+09	2.9E+07	2.2E+05	6.2E+04
^{94}Nb	5.6E+10	3.1E+04	—	—
^{93}Mo	1.2E+10	3.5E+07	2.7E+05	7.6E+04
^{98}Tc	1.2E+09	9.8E+06	1.5E+05	4.2E+04
^{105m}Ag	2.3E+09	—	3.1E+03	8.6E+02
^{108}Ag	2.3E+09	—	3.1E+03	8.6E+02
^{151}Sm	6.2E+08	—	3.8E+07	1.1E+07
^{152}Eu	—	—	7.8E+07	2.2E+07
^{154}Eu	3.2E+10	—	3.8E+06	1.1E+06
^{165m}Ho	2.9E+07	—	1.4E+05	4.0E+04
埋設量 m^3	130	10	90	8400

5.2 低レベル廃棄物処分に係る環境影響

5.2.1 対象核種と評価手法

(1) 対象核種

低レベル廃棄物としては、浅地埋設等の処分が考えられている廃棄物として、再処理工程から発生する低レベル廃液、廃溶媒、非α難固体、廃銀吸着剤および廃樹脂(Table 5.1.3中の1)と廃液および難固体等)、ならびに原子炉の解体に伴って発生する原子炉圧力容器、生体遮蔽コンクリート、その他の汚染物等(Table 5.1.4)が対象となる。

低レベル廃棄物としての評価対象核種とその廃棄体中での放射能濃度をTable 5.2.1に示す。

ただし、Table 5.1.1に極低レベル廃棄物として区分したJPDRの解体廃棄物の一部については、原子力研究所の申請に基づき、原子力安全委員会が「放射性廃棄物でない廃棄物」として以下のように取り扱うことの妥当性を確認し、95年6月に科学技術庁から埋設施設の建設許可が出されている。このため、今回の作業では極低レベル廃棄物の評価

は行わない。

- 1)対象 : J P D Rの生体遮蔽コンクリートの外側部分等の約2200 t。
 2)処分方法 : 解体コンクリートを容器に固型化せず、敷地内に埋設処分する。東海研究所北地区中央南より(J P D Rの北1.2km)に 16×45m、深さ3.5mの素掘りトレンチをほり、コンクリート塊をフレキシブルコンテナまたは塩化ビニルシートで梱包して埋め、2.5mの覆土をする。
 3)管理期間 : 30年間
 4)線量基準 : 解体コンクリート中の放射性核種の濃度と総放射エネルギーに基づく直接埋設時の線量当量。(平常時 1mSv/年、管理期間終了後 10 μSv/年)

Table 5.2.1 評価対象核種の低レベル廃棄体中放射能濃度

核 種	濃度(Bq/m ³)	核 種	濃度(Bq/m ³)
¹⁴ C	1.9E+06	²³⁴ U	3.7E+03
³⁶ Cl	1.1E+04	²³⁵ U	1.2E+03
⁴¹ Ca	7.3E+06	²³⁶ U	2.2E+04
⁵⁵ Fe	3.7E+08	²³⁸ U	1.8E+04
⁶⁰ Co	1.1E+09	²³⁷ Np	9.8E+04
⁶⁹ Ni	1.8E+06	²³⁸ Pu	5.9E+07
⁶³ Ni	2.0E+08	²³⁹ Pu	5.2E+06
⁷⁹ Se	1.7E+03	²⁴⁰ Pu	8.3E+06
⁹⁰ Sr	2.8E+08	²⁴² Pu	3.5E+04
⁹³ Zr	4.8E+03	²⁴¹ Am	1.2E+07
⁹⁴ Nb	3.2E+01	²⁴³ Am	2.9E+05
⁹³ Mo	1.0E+05	²⁴⁵ Cm	3.6E+03
⁹⁹ Tc	1.0E+05		
¹²⁵ Sb	2.0E+07		
¹²⁶ Sn	3.2E+03		
¹²⁹ I	1.5E+08		
¹³⁵ Cs	1.9E+03		
¹³⁷ Cs	4.3E+08		
¹⁵¹ Sm	1.6E+07		
¹⁵² Eu	2.0E+07		
¹⁵⁴ Eu	1.8E+08		

(2)評価手法

核融合動力炉に起因する低レベル廃棄物の環境影響を評価した手法を用いる。

処分施設の規模、環境条件等を同様に設定し、操業中シナリオ、地下水シナリオおよびサイト再利用シナリオについて評価する。(4.1参照)ただし、サイト再利用シナリオについては、最も影響が大であると考えられる居住シナリオだけを評価し、侵入・建設シナリオは評価しない。

使用する計算コード : 操業中シナリオ → QAD-CGCP2、G33-CP2
 地下水シナリオ → SWATER
 サイト再利用シナリオ → AMORE

操業中シナリオの評価において、 γ 線束から照射線量率への換算係数はTable A.1.1に示した値を使用し、1 cm線量当量率への換算にはG33-GP2内蔵の換算係数を使用した。また、遮蔽体構成物質の物性値は、Table A.1.2に示した値を使用した。地下水シナリオおよびサイト再利用(居住)シナリオの評価では、計算対象核種に関する分配係数、拡散係数、線量当量換算係数等にはTable A.2.1~A.2.4に示した値を、農畜産物等の摂取率に関してはTable A.2.5に示した値を、処分施設に関するパラメータにはTable 4.1.5に示した値をそれぞれ使用した。

5.2.2 評価結果

(1) 操業中シナリオ

Table 5.2.1に示した放射能濃度およびTable A.2.2に示した外部被ばく線量当量換算係数から、操業中に施設周辺一般環境へのスカイシャイン線量の寄与が大きくなると想定される核種を評価対象とした。

Table 5.2.2に示す線源条件の下で計算した処分施設のスカイシャイン線量を、Table 5.2.3及びFig. 5.2.1に示す。Fig. 5.2.1には、参考として、SSTR等の核融合炉に係る評価結果も併せて示した。(処分施設の規模および操業計画については4.1.1、4.1.2の通り)

Table 5.2.2 低レベル廃棄物処分施設1セルの線源条件

核 種	放射性核種濃度(Bq/m ³)	遮 蔽 条 件
⁶⁰ Co	6.6E+08	Case-I 遮蔽なし Case-II 50cmコンクリート蓋 Case-III 50cmコンクリート蓋 +400cm覆土
¹²⁵ Sb	1.1E+07	
¹³⁷ Cs	2.5E+08	
¹⁵² Eu	1.2E+07	
¹⁵⁴ Eu	1.1E+08	

(注)表中の核種濃度はTable 5.2.1に示した廃棄体中放射性核種濃度を廃棄体容積/セル容積比を考慮して、セル中濃度に換算した値である。

Table 5.2.3 低レベル廃棄物処分施設からのスカイシャイン線量

セル中心 からの 距離(m)	遮蔽条件ごとのスカイシャイン線量($\mu\text{Sv/hour}$)			処分施設全体からの スカイシャイン線量 ($\mu\text{Sv year}$)
	Case - I	Case - II	Case - III	
200	1.42E-03	4.13E-06	8.28E-18	4.72E-01
250	6.48E-04	1.89E-06	3.79E-18	2.16E-01
300	3.21E-04	9.39E-07	1.89E-18	1.07E-01
350	1.68E-04	4.93E-07	9.90E-19	5.60E-02
400	9.17E-05	2.69E-07	5.42E-19	3.05E-02
450	5.16E-05	1.52E-07	3.06E-19	1.72E-02
500	2.98E-05	8.77E-08	1.77E-19	9.91E-03
600	1.05E-05	3.09E-08	6.23E-20	3.49E-03
800	1.51E-06	4.49E-09	9.06E-21	5.04E-04
1000	2.50E-07	7.43E-10	1.50E-21	8.32E-05
1500	3.83E-09	1.14E-11	2.31E-23	1.28E-06
2000	7.60E-11	2.27E-13	4.60E-25	2.53E-08

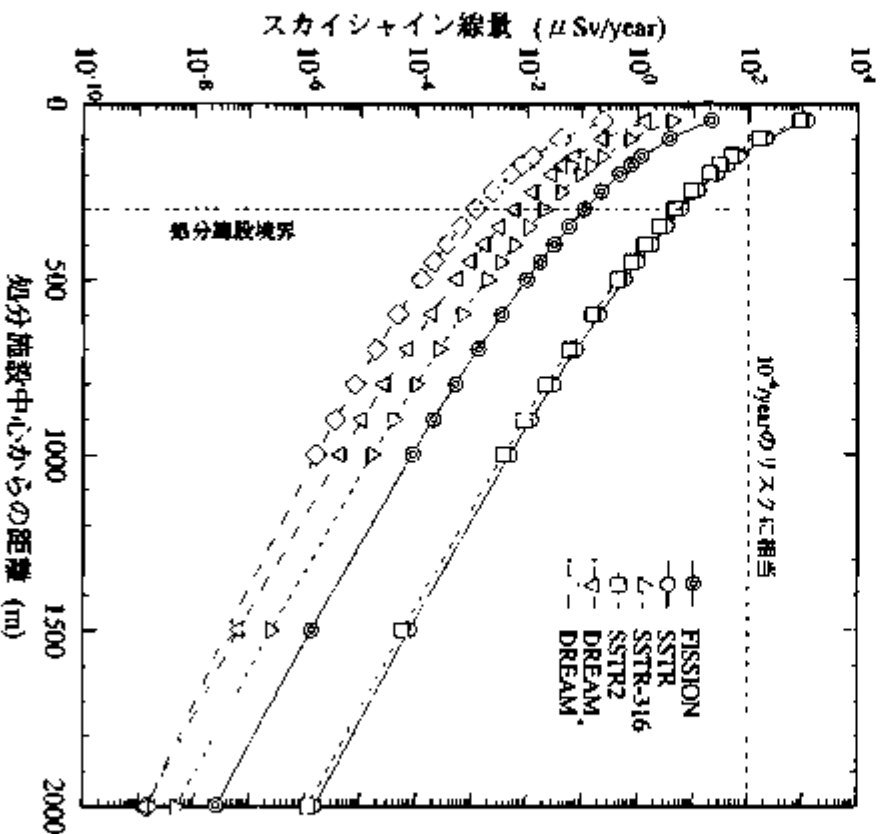


Fig.5.2.1 低レベル廃棄物処分施設からのスカイシャイン線量

(2)地下水シナリオ

核分裂炉に起因する低レベル廃棄物を浅地埋設した場合の地下水中核種移行による一般環境での放射線被ばく線量を評価した結果をFig. 5.2.2～5.2.3に示す。Fig. 4.2.2と同様に、河川経路および井戸経路に対する現実的な依存率にしたがって両経路を評価した結果であり、Fig. 5.2.2には核分裂炉に起因する低レベル廃棄物に係る評価結果の他に、SSTR等核融合炉に起因する低レベル廃棄物に係る評価結果をも併せて示してある。また、Fig. 5.2.3には核分裂炉についての主要核種ごとの被ばく線量を示してある。

線源強度としては、Table 5.2.1に示した廃棄体中放射性核種濃度から計算した処分施設全体の放射エネルギーを用いた。

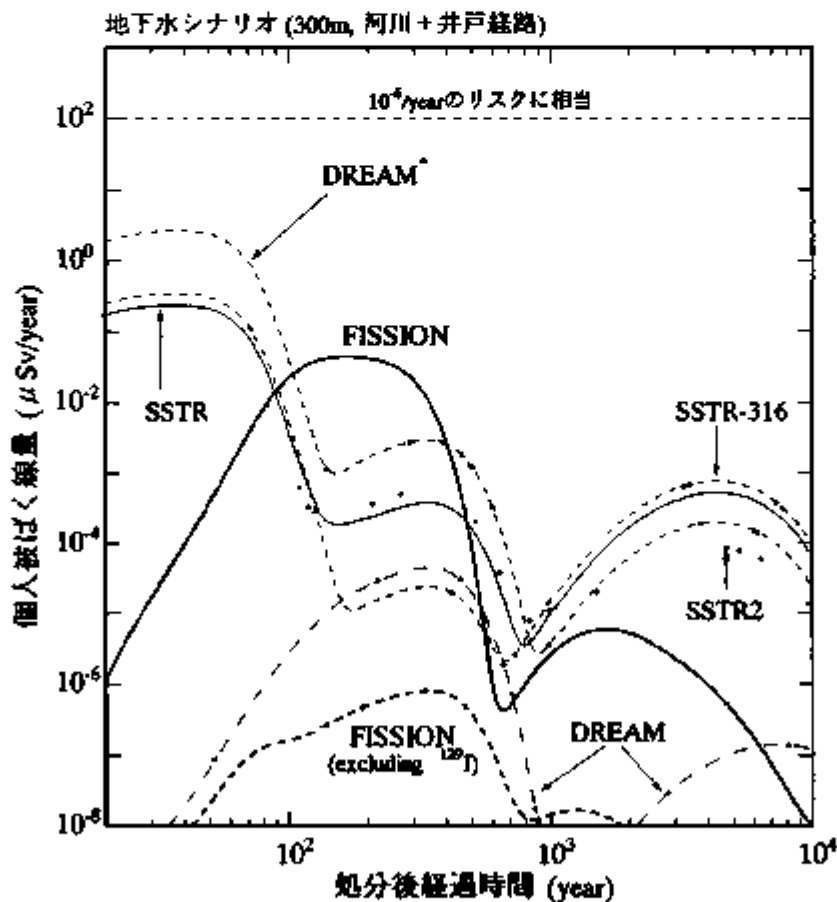


Fig.5.2.2 地下水シナリオによる低レベル廃棄物処分施設
周辺での個人被ばく線量

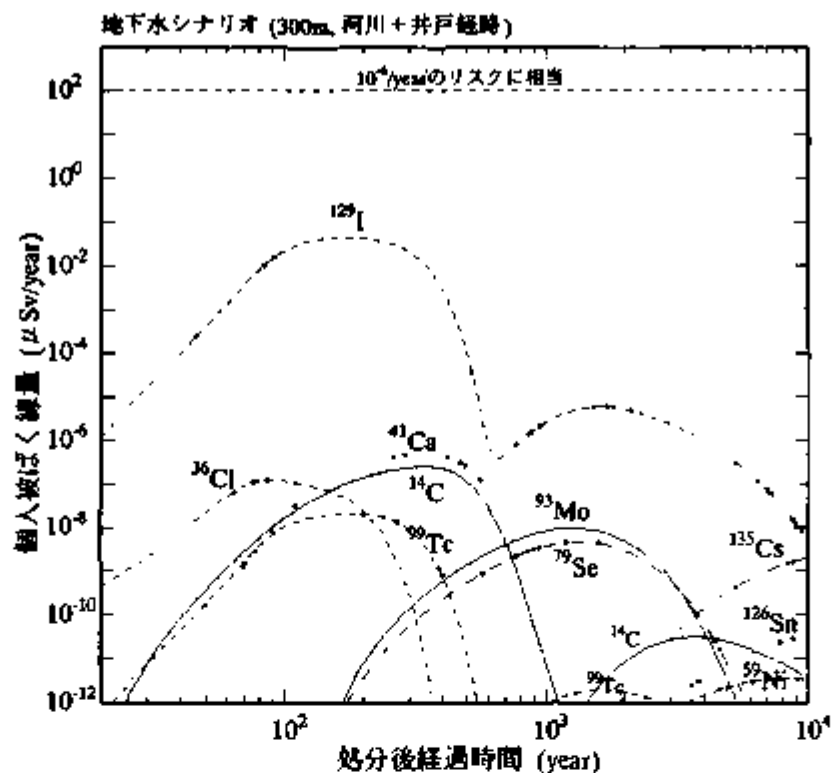


Fig.5.2.3(1) 地下水シナリオによる低レベル廃棄物処分施設
周辺での核種別個人被ばく線量

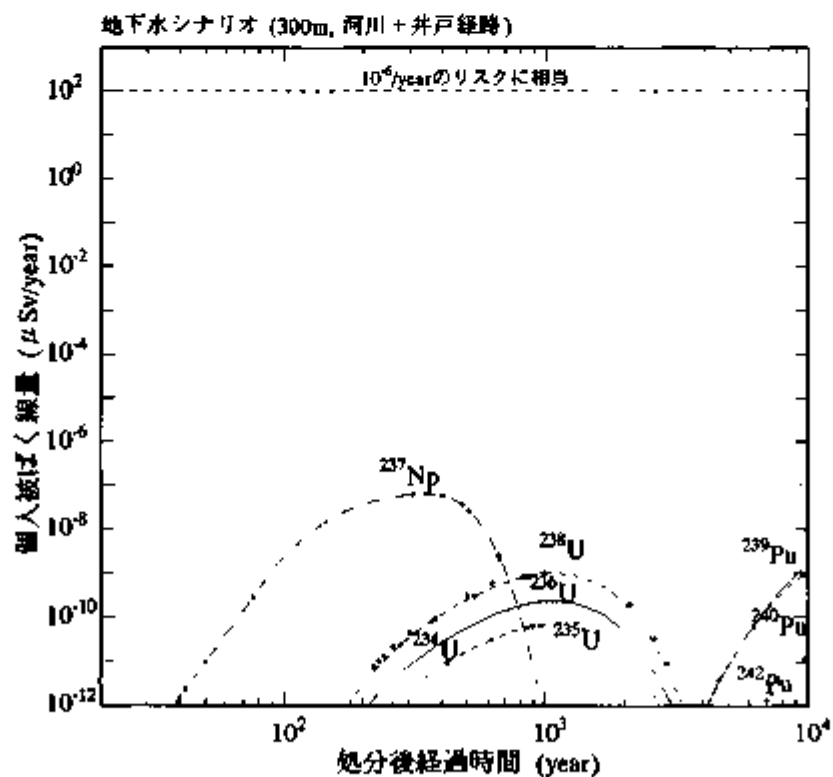


Fig.5.2.3(2) 地下水シナリオによる低レベル廃棄物処分施設
周辺での核種別個人被ばく線量

(3) サイト再利用シナリオ

4.1.4で述べたシナリオにしたがって、制度的管理期間終了後の処分施設跡地の再利用に伴う個人被ばく線量を評価した。

処分施設跡地に建設された家屋に居住し、そこで生活する人の受ける被ばく線量(居住シナリオ)をFig. 5.2.4~5.2.5に示す。Fig. 5.2.4には核分裂炉の他にSSTR等核融合炉に起因する低レベル廃棄物に係る評価結果を併せて示し、また、Fig. 5.2.5には核分裂炉についての主要核種ごとの被ばく線量を示している。

線源強度としては、Table 5.2.1に示した廃棄体放射性核種濃度を持つ土壌を、4.1.4に示した建設シナリオおよび居住シナリオにしたがって、掘り起こし、また埋め戻した場合の土壌中放射性核種濃度を用いた。

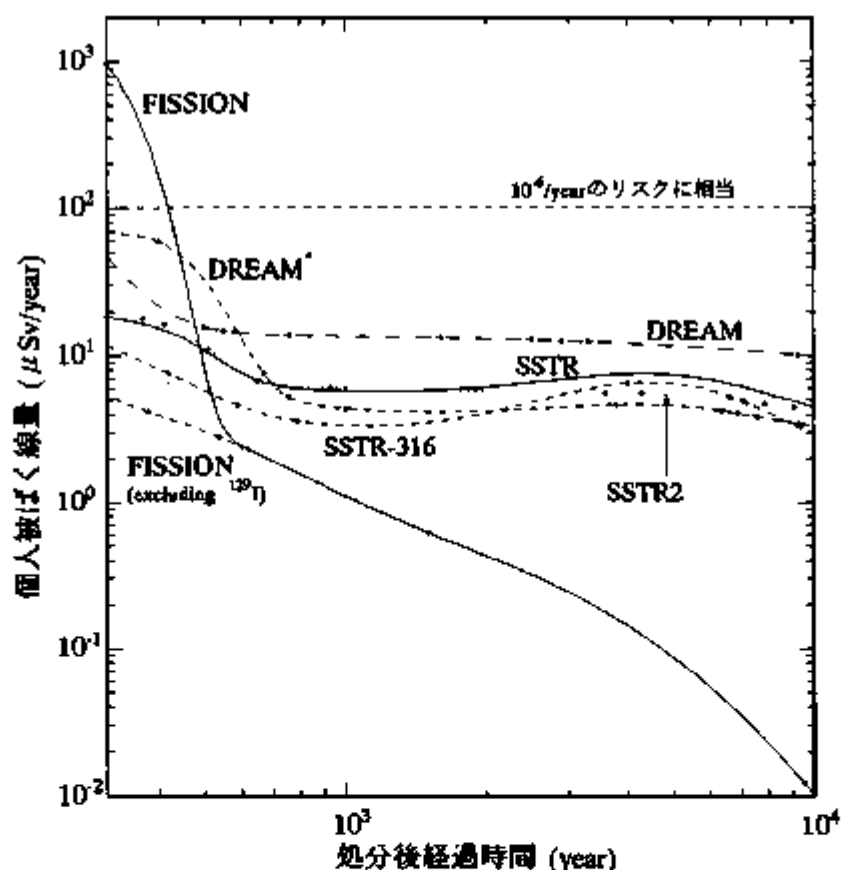


Fig.5.2.4 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の個人被ばく線量

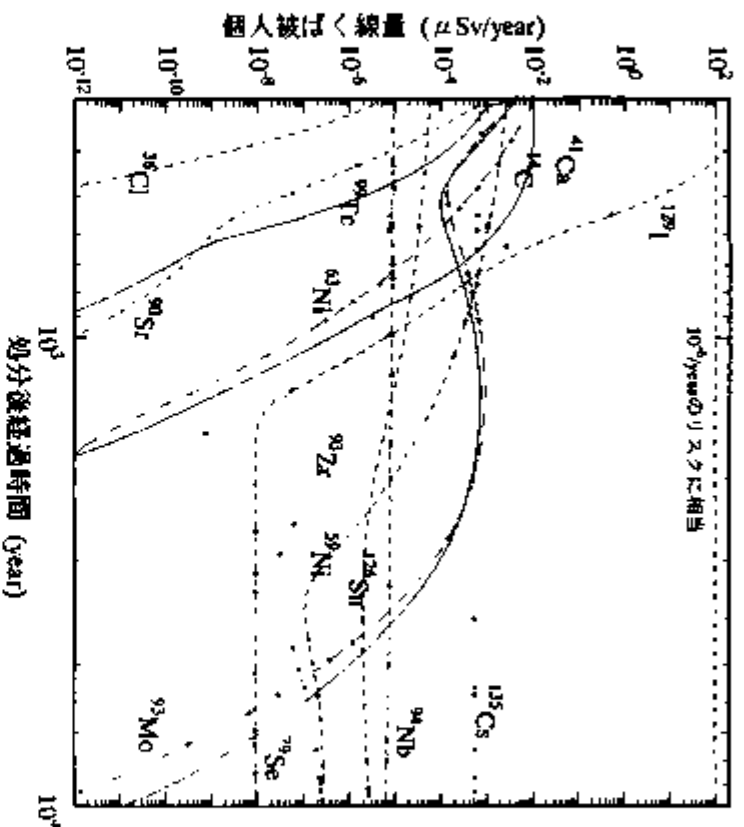


Fig.5.2.5(1) 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

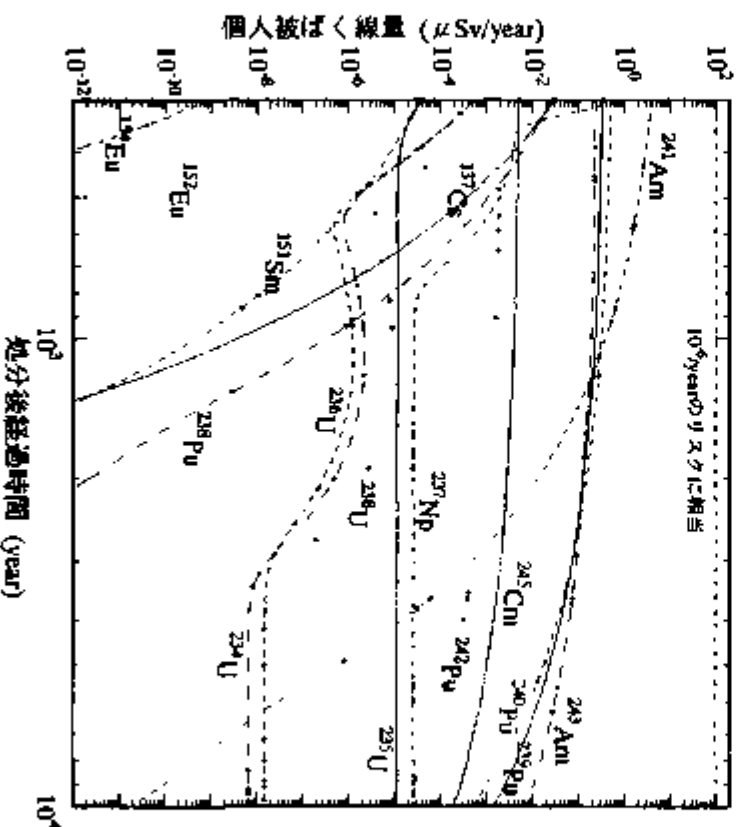


Fig.5.2.5(2) 居住シナリオで評価した低レベル廃棄物
浅地埋設時の核種別被ばく線量

5.3 中レベル廃棄物処分に係る環境影響

5.3.1 対象核種と評価手法

(1) 対象核種

中レベル廃棄物としては、再処理工程から発生する廃棄物のうち、浅地中以外への処分が検討されている α 廃棄物等(Table 5.1.3中のハル、TRU、ML廃棄物)、ならびに原子炉の解体に伴って発生する炉内構造物(Table 5.1.4)が対象となる。

中レベル廃棄物としての評価対象核種とその廃棄体中での放射能濃度をTable 5.3.1に示す。

Table 5.3.1 評価対象核種の中レベル廃棄体中放射能濃度

核 種	濃度(Bq/m ³)	核 種	濃度(Bq/m ³)
¹⁴ C	1.6E+11	²³⁸ U	4.4E+07
⁵⁵ Fe	1.4E+14	²³⁵ U	1.6E+07
⁶⁰ Co	4.4E+14	²³⁶ U	2.7E+08
⁵⁹ Ni	1.2E+12	²³⁸ U	2.2E+08
⁶³ Ni	1.3E+14	²³⁷ Np	1.3E+08
⁷⁴ Se	1.3E+07	²³⁹ Pu	7.1E+10
⁹⁰ Sr	2.1E+12	²³⁹ Pu	6.2E+09
⁹³ Zr	5.8E+07	²⁴⁰ Pu	9.9E+09
⁹⁴ Nb	2.3E+09	²⁴² Pu	4.2E+07
⁹³ Mo	5.0E+08	²⁴¹ Am	1.7E+10
⁹⁸ Tc	4.5E+08	²⁴³ Am	4.0E+08
¹²⁵ Sb	1.5E+11	²⁴⁵ Cm	5.0E+06
¹²⁶ Sn	2.7E+07		
¹²⁹ I	1.2E+06		
¹³⁵ Cs	1.3E+07		
¹³⁷ Cs	3.0E+12		
¹⁵¹ Sm	9.7E+09		
¹⁵⁴ Eu	2.7E+11		

(2) 評価手法

TRU廃棄物等について、浅地中以外の地下埋設処分として検討対象としている深度は、約30m以深の比較的浅い深度から高レベル廃棄物と同じ深地層まで、かなりの幅を有しているが、人間侵入の可能性および経済性の観点からはほぼ100mの深度に設定することが想定されている。³⁷⁾

処分深度は人間侵入を考慮しない深度として設定しているため、サイト再利用シナリオについて評価する必要はない。したがって、4.2.3の場合と同様に地下水シナリオだけを評価することになる。地下水シナリオの評価に必要な分配係数、拡散係数および線量当量換算係数等については、Table A.2.1～A.2.5に示した値を使用し、その他の条件も4.2.3と同じとした。

5.3.2 評価結果

核分裂炉に起因する中レベル廃棄物を100m程度の中深層処分した場合の地下水中核種移行による一般環境での放射線被ばく線量を評価した結果をFig. 5.3.1に示す。線源強度としては、Table 5.3.1に示した廃棄体中放射性核種濃度から計算した処分施設全体の放射エネルギーを用いた。なお、Fig. 5.3.1には、河川経路および井戸経路について現実的な依存率に基づいて評価した結果から、合計線量ならびに主要核種については核種ごとの線量を併せて示している。

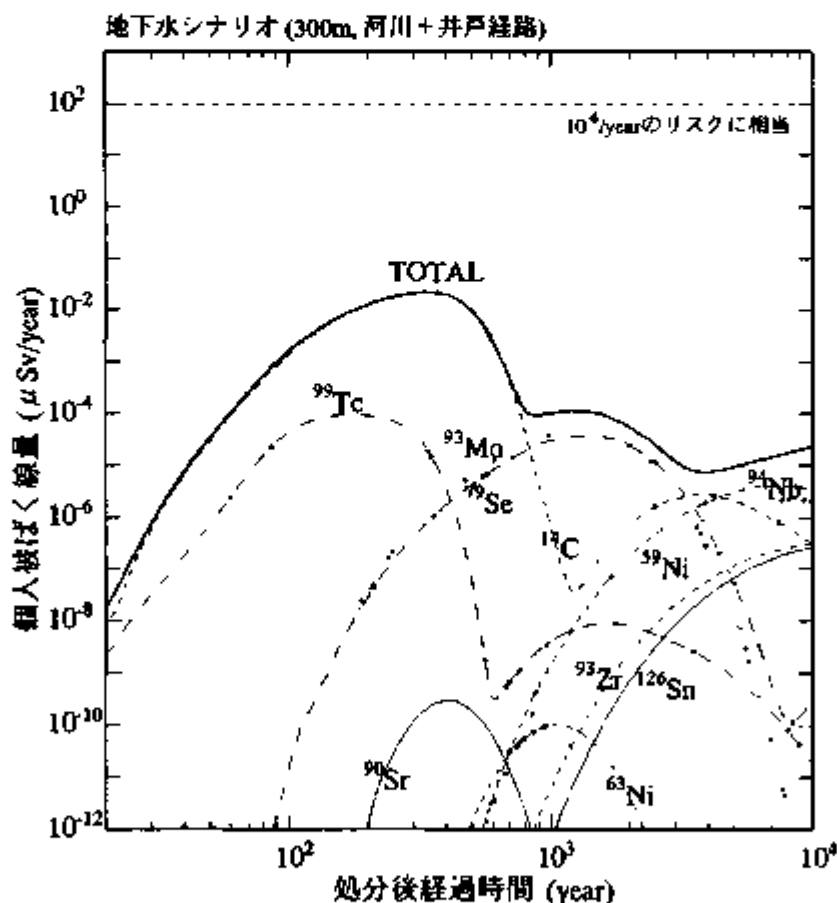


Fig.5.3.1(1) 中レベル廃棄物中深層処分時の一般環境での個人被ばく線量

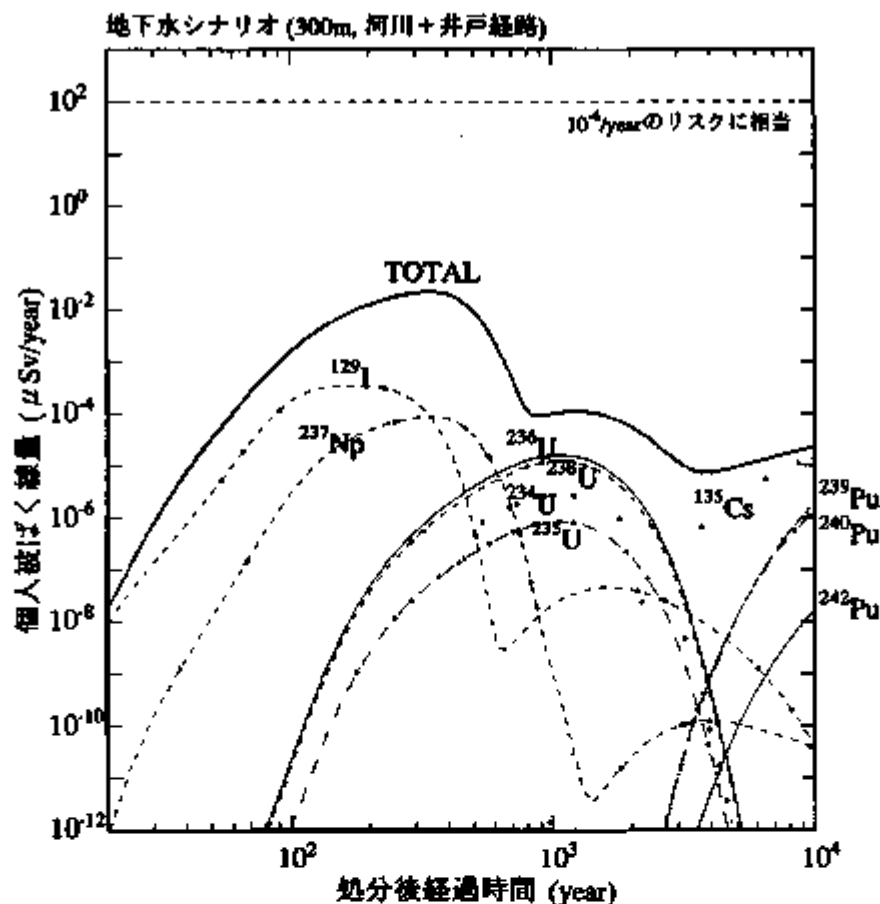


Fig.5.3.1(2) 中レベル廃棄物中深層処分時の一般環境での個人被ばく線量

5.4 高レベル廃棄物処分に係る環境影響

5.4.1 対象核種と評価手法

(1) 対象核種

高レベル廃棄物としては、再処理工程から発生する廃棄物のうち、隔離貯蔵・地層処分が検討されている高レベル廃液 (Table 5.1.3) が対象となる。評価対象核種とその廃棄体中での放射能濃度を Table 5.4.1 に示す。

(2) 評価手法

高レベル廃棄物は地下数百 m (500~1000 m) の安定岩盤中に処分することが考えられている。したがって、環境影響を評価するためには漏洩核種の生態系への地下水移行を評価することになる。

評価モデルとしては、廃棄体 (ガラス固化体 + オーバーパック)、緩衝材で構成される人工バリアに関するソースタームモデル、天然バリアに関する地中移行モデルおよび生活圏における被ばく評価モデルを考える。高レベル廃棄物処分施設の概念図を Fig. 5.4.1 に示す。

Table 5.4.1 評価対象核種の高レベル廃棄体中放射能濃度

核種	濃度(Bq/m ³)	核種	濃度(Bq/m ³)
⁷⁹ Se	1.5E+11	²³⁴ U	4.5E-07
⁹³ Zr	3.5E+08	²³⁵ U	1.6E-07
⁹⁹ Tc	4.8E+12	²³⁶ U	2.8E-08
¹⁰⁷ Pd	3.8E+10	²³⁸ U	2.3E-08
¹²⁶ Sn	2.7E+11	²³⁷ Np	1.0E-11
¹³⁵ Cs	1.6E+11	²³⁹ Pu	3.4E-11
		²⁴⁰ Pu	5.5E-11
		²⁴¹ Am	2.4E-14
		²⁴³ Am	5.5E-12
		²⁴⁵ Cm	6.9E-10

評価には以下の計算コードを使用する。

人工バリア(処分施設=廃棄体+緩衝材)からの核種漏洩 → GSRW
 天然バリア(岩盤)中の核種移行と生活圏における被ばく評価 → SWATER

GSRWは原子力研究所環境影響解析研究室において開発されたコード²⁾で、緩衝材が健全で固化体からの核種浸出が拡散支配である場合だけでなく、緩衝材性能が劣化して透水性が増した場合の移流条件化での核種漏洩も評価できる。ただし、現時点では生活圏における被ばく評価は行えない。そのため、人工バリアからの核種漏洩をGSRWで計算し、天然バリアにおける核種移行および生活圏での被ばく評価はSWATERで行うこととした。

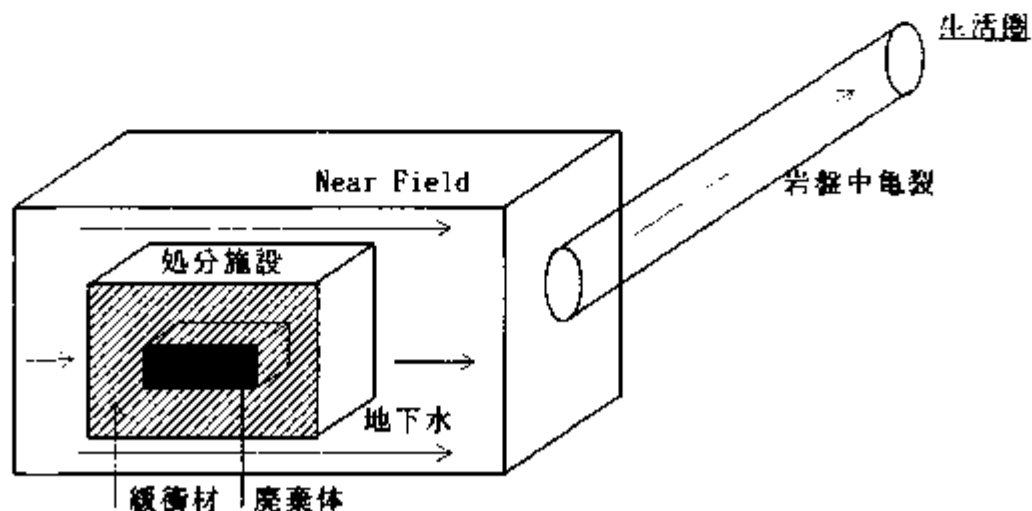


Fig. 5.4.1 高レベル廃棄物評価モデル

(3)使用したパラメータ

人エバリアからの核種漏洩の評価に使用した分配係数、拡散係数等のパラメータをTable 5.4.2に、また処分施設等に関するパラメータをTable 5.4.3にそれぞれ示す。

天然バリア中の地下水流速(実流速)は 1.05×10^{-3} (m/y)とし、その他の分配係数、拡散係数あるいは農畜産物への核種移行係数等はTable A.2.1～A.2.4に示した値を、また、農畜産物等の摂取率に関するパラメータとしては、Table A.2.5に示した値をそれぞれ使用した。

Table 5.4.2 深地層処分評価対象核種の分配係数、拡散係数等

核種	半減期(y)	初期量 (Bq)	溶解度限度 (mol/m ³)	分配係数(m ² /kg)		拡散係数(m ² /y)	
				廃棄体中	緩衝材中	廃棄体中	緩衝材中
⁷⁸ Se ⁹³ Zr ⁹⁸ Tc ¹⁰⁷ Pd ¹²⁶ Sn ¹³⁵ Cs	6.5 E+04 1.53 E+06 2.13 E+05 6.5 E+06 1.0 E+05 3.0 E+06	4.78E+14 1.08E+12 1.52E+16 1.19E+14 8.55E+14 5.00E+14	8.0E-04 3.2E-05 8.0E-09 1.3E-06 2.4E-05 1.0	0.001 0.1 0.001 0.001 0.1 0.1		9.46E-03 9.46E-03 9.46E-03 9.46E-03 9.46E-03 9.46E-03	
²⁴⁵ Cm ²⁴¹ Am ²³⁷ Np	8.50E+03 4.32E+02 2.14E+06	2.17E+14 7.48E+17 3.14E+14	4.2E-09 6.3E-05 2.0E-09	5.0 10.0 0.1		9.46E-03 9.46E-03 9.46E-03	
²⁴⁰ Pu ²³⁶ U	6.563E+03 2.342E+07	1.73E+15 8.67E+11	2.5E-08 3.9E-07	10.0 0.1		9.46E-03 9.46E-03	
²³⁶ U ²³⁴ U	4.468E+09 2.454E+05	7.26E+11 1.41E+11	3.9E-07 3.9E-07	0.1 0.1		9.46E-03 9.46E-03	
²⁴³ Am ²³⁹ Pu ²³⁵ U	7.380E+03 2.41E+04 7.037E+08	1.73E+16 1.07E+15 5.00E+10	6.3E-05 2.5E-08 3.9E-07	10.0 10.0 0.1		9.46E-03 9.46E-03 9.46E-03	

初期量 : ガラス固化体(または廃棄体)2000本に含まれる核種ごとの量。

溶解度限度 : 文献31(PNC TN 1410 92-081)に示された値のうち、酸化物系溶解度制限固相/降水系高pH型地下水の場合の値。ただし、⁹⁹Tcについては検出下限値を溶解度限度とした。

分配係数および拡散係数 : 文献31(PNC TN 1410 92-081)に示された値。

Table 5.4.3 高レベル廃棄物処分施設等に関するパラメータ

項 目	廃 棄 体 層	緩 衝 材 層
長 さ (m)	40	20
体 積 (m ³)	3200	1600
空隙率 (-)	0.3	0.3
真密度 (kg/m ³)	2700	2700
実流速 (m/y)	1.05×10^{-4}	1.05×10^{-4}
キャニスタ寿命(y) : 1000年		

廃棄体層、緩衝材層については、廃棄体約2000本を処分する処分施設を想定し、それぞれの長さおよび体積は、地下水流方向の値を示している。また、廃棄体中および緩衝材中の実流速はいずれも天然バリア中実流速の1/10とした。

5.4.2 評価結果

核分裂炉に起因する高レベル廃棄物を地下数百mの深地層に処分した場合の核種移行等の計算結果をFig. 5.4.2～5.4.3に示す。Fig. 5.4.2には地下水中核種移行による一般環境での放射線被ばく線量を、また、Fig. 5.4.3には地下水中核種移行の評価を行うためのソースタームとなる人工バリアからの核種漏洩率を、それぞれガラス固化体1体当たり ^{237}Np 、 ^{238}U 、 ^{235}U の量として評価した結果を示している。被ばく経路としては、低レベル廃棄物あるいは中レベル廃棄物の処分の場合と同様に、井戸経路および河川経路を考えた。また、放射性核種が生体系に漏出するまでの地下移行距離(処分施設中心から評価地点までの距離)は1000mとし、被ばく評価期間は100万年とした。

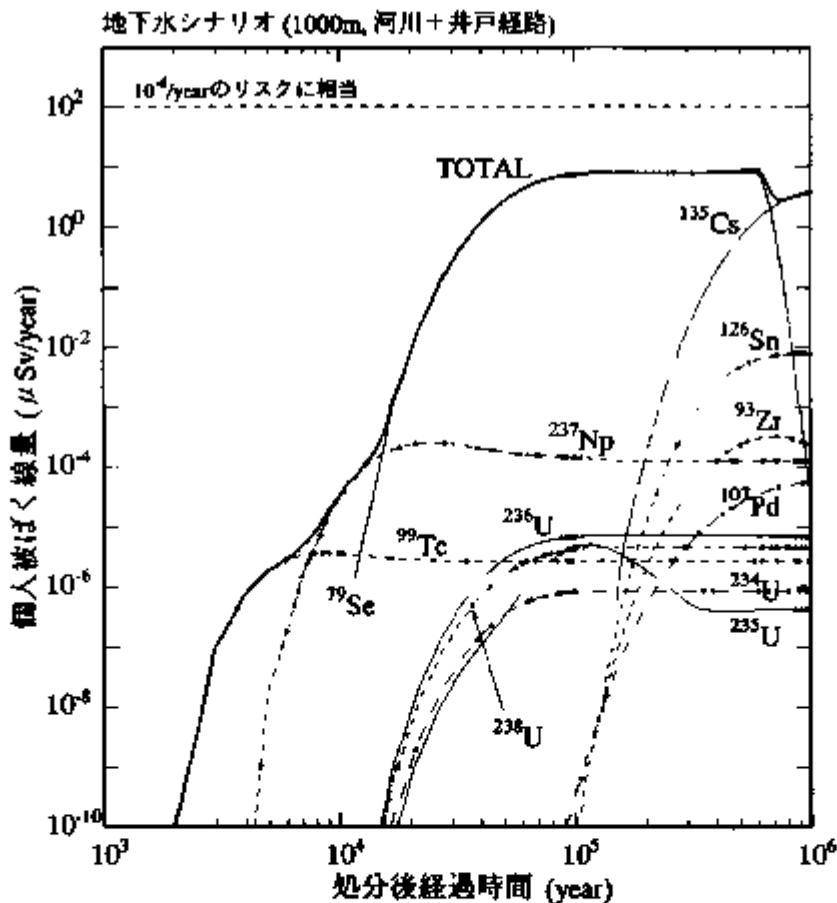


Fig.5.4.2 高レベル廃棄物深地層処分時の一般環境での個人被ばく線量

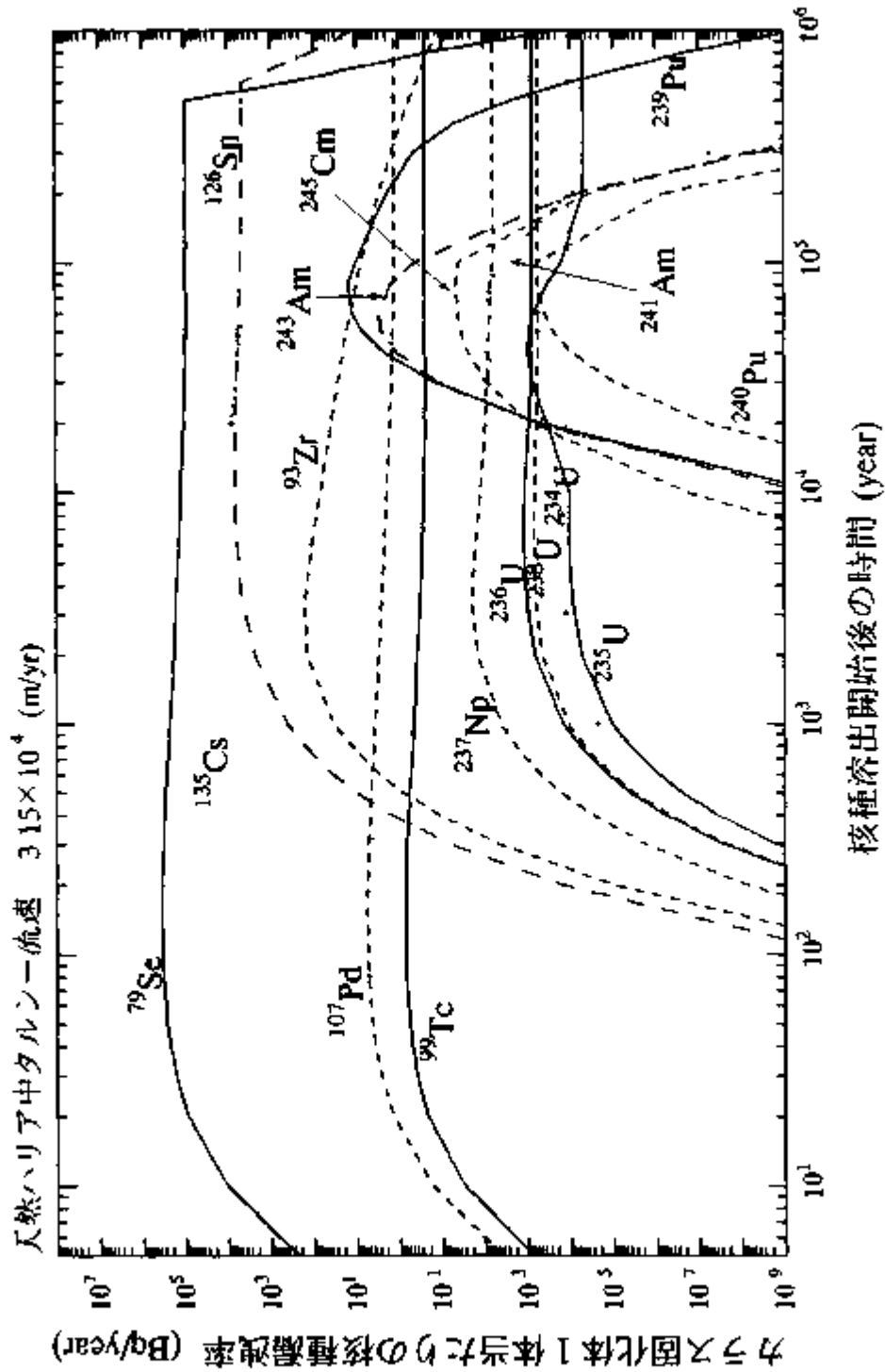


Fig.5.4.3 天然ハリアアからの核種漏洩率の時間変化

5.5 核分裂炉に起因する放射性廃棄物処分に係る環境影響

5.1で調査・検討した核分裂炉に起因する放射性廃棄物をレベルごとに、それぞれ浅地埋設処分、地層(中深層～深地)処分した場合の環境影響について、その評価結果を述べる。

低レベル廃棄物を浅地埋設処分する場合には、操業中のスカイシャインによる被ばく、地下水中の核種移行による被ばく及びサイト再利用時の被ばくの3つを考慮する必要がある。

まず、操業中のスカイシャインによる被ばく線量は、Fig. 5.2.1に示したように処分施設から300mの位置に想定した処分施設境界において $10 \mu\text{Sv/year}$ 以下であり、リスク基準線量に比べ1桁以上低い値であること、また、地下水シナリオでは、Fig. 5.2.2、5.2.3から ^{129}I の影響で処分後約100～250年の時点でやや線量が高くなっているものの、この場合でもリスク基準線量に比べると3桁以上低い値であることがわかった。サイト再利用(居住)シナリオの場合にはFig. 5.2.4、5.2.5から ^{129}I の影響が大きく、処分後約400年間(制度的管理期間終了後約100年間)はリスク基準線量を1桁程度超えていることがわかるが、この場合でも線量限度を超える値ではなく、低レベル廃棄物中に含まれる ^{129}I の濃度を低減することによって、リスク基準線量よりも1桁以上低い値まで被ばく線量を下げることが可能であることがわかった。

3つのシナリオの評価結果から、低レベル廃棄物を浅地埋設処分することによって一般公衆が受ける被ばく線量は、線量限度以下であることが確認され、また、 ^{129}I を低減することで、その線量はリスク基準線量の1/10以下に下げることが可能であることも確認された。

中レベル廃棄物の中深層処分については、Fig. 5.3.1に示したように処分施設から300mの地点に一般公衆との接点を想定した場合でも、被ばく線量は最大となる処分後200～300年の時点で $10^{-1} \sim 10^{-2} \mu\text{Sv/year}$ であり、リスク基準線量に比べて3桁以上低い値であった。また、高レベル廃棄物の地層処分については、Fig. 5.4.2、5.4.3に示したように、人工バリアによる核種漏洩の遅延効果が期待できるため、処分後1万年までは被ばく線量としての影響は顕著ではない。10万年近く経過した時点で被ばく線量は最大となるが、その線量はリスク基準線量よりも1桁低い値である。

今回想定した処分方法に関しては、中レベル廃棄物および高レベル廃棄物の処分についてもその環境影響は、リスク基準線量に比べて十分低いものであることが確認された。

6. 放射性廃棄物処分の経済性評価

6.1 経済性評価の考え方

6.1.1 目的

放射性廃棄物処分の目標は、OECD/NEAの報告書¹⁹⁾にも述べられているように、「社会的・経済的な要素を考慮に入れながら、人間の健康および環境が保護され、将来の世代にかかる負担が最小限となるような方法で放射性廃棄物が取り扱われるようにする。」ことである。

この目標を達成するためには、放射性廃棄物を将来にわたる環境影響を考慮した安全性に基づく基準を満足する方式で処分し、その上で処分に係る費用を低減化することが必要である。

今回の検討では、5つの核融合炉材料検討ケースおよび参考としての核分裂炉について、その建設、運転、解体等に伴って発生する放射性廃棄物を、前章までに検討した環境安全性に基づく基準を満足する方式で処分する場合の費用を相対的に比較し、核融合炉材料検討の参考資料とすることを目的とする。

6.1.2 範囲

(1)放射性廃棄物管理及び処分に要する費用

核融合炉、核分裂炉のいずれの場合にも、放射性廃棄物の管理・処分に係る費用は概略以下の過程で発生する。

- ① 動力炉の建設
- ② 動力炉の運転、保守
- ③ 燃料加工
- ④ 燃料交換(再処理)、ブランケット交換
- ⑤ 動力炉の解体

このうち①～③の過程で発生する放射性廃棄物は、実際に稼働している核分裂炉を例に考えてもわかるように、体積あるいは放射能のいずれの点からも微量である。したがって、動力炉の運転履歴による発生量の違いを考慮する必要はあるか、④および⑤の過程で発生する放射性廃棄物に係る費用についての検討によって、放射性廃棄物の処分に係る費用を相対的に比較するという目的は満たされる。

(2)経済性評価の範囲

前記(1)の④、⑤の過程で発生するものとして、以下の放射性廃棄物を経済性評価の対象とする。

核融合炉について ... 解体廃棄物および交換ブランケット

核分裂炉について ... 解体廃棄物および燃料の再処理に伴って発生する廃棄物

これらの廃棄物の、発生から処分までの流れはFig. 6.1.1の通りである。

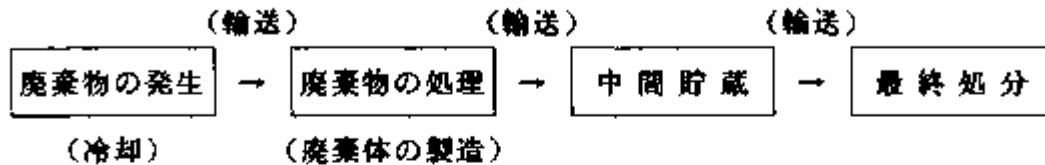


Fig. 6.1.1 放射性廃棄物の流れ

Fig. 6.1.1の中で、「廃棄物の処理」については核融合炉に対しては処理技術が確立しておらず、核分裂炉についても減容化処理を中心とした技術開発が現在もさかんに行われている段階である。また、中レベル・高レベル処分施設については漠とした方針が示されているだけで、場所の選定等にも至っていない。このような状態で「廃棄物の処理」あるいは「輸送」について、その費用を試算することは適当ではない。

これらの点を考え、今回の作業は、六ヶ所村で一部操業されている施設の工事費等を参考に比較・検討の可能な「中間貯蔵」および「最終処分」について、その費用の比較を行い、経済性を検討することにとどめた。

(3) 廃棄物の再利用

高レベル廃棄物の中には、長半減期のTRU元素や ^{99}Tc だけでなく、発熱の大部分を占める ^{90}Sr と ^{137}Cs 、白金族元素であるRh、Pd等が含まれており、これら元素を化学的性質に応じて群分離し、有効利用することが考えられている。解体廃棄物についても、その含有する放射能は大部分が低レベルであることから、金属廃棄物の溶融処理による再利用、コンクリート廃棄物の現場での再利用が可能である。これら廃棄物の再利用は、資源の有効利用あるいは処分の経済性の観点から重要な問題と言える。

しかし、その実現については、再利用基準あるいは規制除外基準等の整備だけでなく、動力炉の設計段階からの全体システムの整備および実証的開発が必要であり、現時点で利用可能量あるいは経済性を評価することには、多くの不確定な要素についての推定を必要とする。このため、今回の経済性の評価に加えることは適当ではない。

6.1.3 環境安全性を考慮した経済性評価の考え方

6.1.1にも述べたようにOECD/NEA(1982)では放射性廃棄物処分の目標として、「社会的・経済的な要素を考慮に入れながら、廃棄物が人間の健康および環境を保護し、将来の世代にかかる負担を最小限にすること。」を掲げている。つまり、処分方法は放射性廃棄物に起因する被ばくとその被ばくを低減するために必要な費用の評価に基づいて決められる。

このことはICRPでは放射線防護の最適化(「全ての被ばくは、経済的および社会的な要因を考慮に入れながら、合理的に実行可能な限り低く保たなければならない。」⁴⁰⁾、として、線量制限体系の中に組み入れている。最適化については「微分費用-利益解析」によるべきであることとし、同様に線量制限体系を構成する「行為の正当化」についても「費用-利益解析」を行って決定すべきであると勧告している。

これらの解析においては、放射性廃棄物の処分のような行為に係る費用としては、処分施設の建設等に必要な直接的な費用だけでなく、被ばくの影響(リスク)も損害として費用

に加算する必要がある。この考え方はICRP Publ. 37⁴¹⁾で、より明確に示されている。すなわち、概念的には、放射性廃棄物の処分に係る損害(Detriment)と金銭的な費用を合算した総費用を以下の式によって算出する。

$$\text{総費用 } U = X + \alpha S + \beta \sum N_j f_j(H_j)$$

- X : 処分施設費用(初期費用+年間運転費×施設寿命)
- α : α 値(単位集団線量[man・Sv]当たりの金銭的な価値)
- S : 集団実効線量
- β : β 値(個人の損害を金銭的価値に変換する定数)
- N_j : 集団 j の人数
- $f(H)$: 個人の損害(未定義)
- H_j : 実効線量

最適化を行う場合には、上式を微分解析することによって経済的・社会的な要因を満足する防護レベルを決定するわけであるが、ここでは特定の条件下での処分行為に係る総費用(施設費用+環境影響)を上式を用いて算出する。ただし、個人の損害を表す $f(H)$ は定義されておらず、したがって β 値の算定も不能であるため、第3項を除いた次式を代用する。(α 値については、裁判補償、生命保険、国民所得などに基づくアプローチによって、1,000～100,000US\$/man・Svの値が提案されており、各種報告書で数値例として使われている α 値は10,000～20,000US\$/man・Svの範囲である。⁴¹⁾)

$$U = X + \alpha S$$

6.2 処分に係る費用

6.2.1 我が国における処分費用の推定

我が国においては、原子力発電所から発生する低レベル廃棄物は陸地に埋設処分することか基本的な方針とされ、青森県六ヶ所村に関連施設が建設されている。しかし、高レベル廃棄物については、安定な形態に固化した後、30～50年間程度冷却のための貯蔵を行い、その後地下数百メートルより深い安定した地層中に処分することを基本的な方針として、種々の研究開発を行っている段階であり、中レベル廃棄物については、処分方式も含めて方針が定まっていない。したがって、現段階では六ヶ所村の施設に係る費用だけが我が国の処分費用の推定に利用できるものである。

六ヶ所村で建設中または操業中である施設についての施設費用⁴²⁾ならびに推定される放射性廃棄物の処分単価等を以下に示す。処分に係る費用は主に、①処分施設の建設費(調査費、資材費、人件費 etc.)、②管理運営費(機器維持費、監視費、人件費 etc.)および③その他費用(前記①+②の20～30%)の3つに分類されるが、以下に示した推定処分単価では、下限値として建設・工事費だけに基づく推定値を、上限値としては操業年数にわたる管理運営費のうち人件費だけを現在価値換算で加算した費用に基づく推定値を示している。

(1) 低レベル放射性廃棄物埋設センター(六ヶ所村大石平地区)

- 処分施設の規模 : $2.0 \times 10^6 \text{ m}^3$ (200 L ドラム缶×100万本)
- 用地面積 : $3.6 \times 10^6 \text{ m}^2$ (ウラン濃縮工場敷地を含む)
- 建設・工事費 : 1600億円

操業時要員 : 200人

操業期間 : 20年



推定処分単価 : 0.8~1.0 百万円/m³

(2) 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター(六ヶ所村弥栄平地区)

貯蔵施設の規模 : 2350m³ (オーバーパックを含む廃棄体として 1440本の場合)
215m³ (ガラス固化体として 1440本の場合)

用地面積 : 3.8×10⁴ m² (再処理工場敷地を含む)

建設・工事費 : 600億円

操業時要員 : 2000人

操業期間 : 20年



推定貯蔵単価 : 25.5~195 百万円/m³ (廃棄体)

280~2130 百万円/m³ (ガラス固化体)

6.2.2 諸外国の処分施設

諸外国の処分施設については、OECD/NEAが11か国より得た、使用済燃料の深地層処分と廃棄物の再処理に関する費用評価結果があげられる。⁴¹⁾

まとめられたデータは、放射性廃棄物処分のすべての段階の費用評価を含むものではなく、例えば直接処分の場合については、廃棄物容器封入と処分に関連した費用は含んでいるが、研究開発、建設現場の選考および土地評価の費用、ならびに貯蔵所外での廃棄物輸送費は含んでいない。また、国ごとに、処分系の開発進捗状況等の技術的要因だけでなく、管理政策、土地、補償費等の非技術的要因も異なり、評価結果は大きく変動している。

そのため、これらデータは直接比較すべきではないが、参考のために、地下処分についての費用だけをまとめて、Table 6.2.1および6.2.2に示す。

Table 6.2.1 諸外国の使用済燃料の地層処分費用

国名	母岩	密封材 ^a	処分量 (m ³)	深度 (m)	操業 期間 (y)	費用(in US\$ of 1991)	
						総額	単価(m ³)
カナダ	結晶質岩	ベント, 砂	99000	1000	41	4.0×10^9	4.0×10^4
フィンランド	結晶質岩	ベント, 砂	2600	500	20	3.0×10^8	1.1×10^5
ドイツ	岩塩	埋め戻し	96000	870	50	1.9×10^9	2.0×10^4
スペイン	岩塩	埋め戻し	40000	800	25	6.5×10^8	1.6×10^4
	花崗岩	ベント, 砂		500	25	8.4×10^8	2.1×10^4
スウェーデン	結晶質岩	ベント, 砂	12900	500	27	1.1×10^9	8.4×10^4
アメリカ	凝灰岩	埋め戻し	92300	300	33	3.8×10^9	4.1×10^4

注)密封材の「ベント」は「ベントナイト」を示す。また、「埋め戻し」は掘り起こした母岩を密封材料とする。

Table 6.2.2 諸外国の高レベル廃棄物の地層処分費用

国名	母岩	密封材 ^a	処分量 (m ³)	深度 (m)	操業 期間 (y)	費用(in US\$ of 1991)	
						総額	単価(m ³)
ベルギー	粘土岩	埋め戻し	20500	250	35-40	7.6×10^8	3.7×10^4
フランス	粘土岩	埋め戻し	414000	500	50	3.2×10^9	7.6×10^3
ドイツ	岩塩	埋め戻し	96000	870	50	1.9×10^9	2.0×10^4
オランダ	岩塩	—	139000	600	15	3.2×10^8	2.3×10^3
スイス	結晶質岩	ベント	24200	1200	20	1.4×10^9	5.8×10^4
イギリス	結晶質岩	—	3000	1000	20	6.6×10^8	2.2×10^5

注)密封材の「ベント」は「ベントナイト」を示す。また、「埋め戻し」は掘り起こした母岩を密封材料とする。

6.3 炉系(検討ケース)ごとの費用解析

6.3.1 環境影響による損害(αS)

ICRPの最適化(あるいは正当化)の評価概念を用いて、放射性廃棄物処分に係る環境影響による損害を評価する。この場合の損害は6.1.3で述べたように、単位集団線量当たりの金銭的な価値を表す α 値と集団実効線量 S を用いて αS で表される。

α 値については、裁判補償、生命保険、国民所得などに基づくアプローチが試みられているが、その評価結果は国ごとに大きく異なり、一定の値は示されていない。しかしながら、提案されている値は概ね1,000~100,000US\$/man·Svの範囲の値であることから、今回の試算では $\alpha=2$ (百万円/man·Sv)を用いることとする。

S については、被ばく集団および被ばく期間を定めて、集団実効線量率を全期間について積分する必要がある。被ばく集団は将来にわたって大きさが一定であり、その大きさは、現在の日本の全国平均の人口密度(328人/km²)⁴⁴⁾および処分施設の規模から判断して、高々5000人であると仮定する。また、被ばく期間は10000年で打ち切るものとする。積分する集団実効線量率は、操業中シナリオ、地下水シナリオ、およびサイト再利用(侵入、建設、居住)シナリオの各シナリオの評価値のうち、期間ごとに最大値を示すシナリオの値を用いる。これは、各シナリオに同時に該当するケースは想定しないためである。(核分裂炉の浅地埋設では¹²⁹Iは除去し、別途処分するものとした。)

以上の仮定のもとに核融合炉(5ケース)、核分裂炉のそれぞれに起因する放射性廃棄物を処分した場合の環境影響による損害を評価した結果をTable 6.3.1に示す。

6.3.2 処分施設等の費用(X)

放射性廃棄物の処分施設等の費用の見積もりに際して、6.2に示した我が国および諸外国の調査結果を参考に、放射性廃棄物のレベルごとに処分費用単価として以下の値を仮定した。

- 1) 低レベル廃棄物 : 1.2(百万円/m³)
- 2) 中レベル廃棄物 : 7.2(百万円/m³) 全量を中間貯蔵する
2.4(百万円/m³) 中間貯蔵なし
- 3) 高レベル廃棄物 : 200(百万円/m³)

低レベル廃棄物は浅地(層)埋設処分を行うものとする。浅地処分については、六ヶ所村で操業中の低レベル放射性廃棄物埋設センターの建設費等から評価した処分費用単価が0.8~1.0(百万円/m³)であるが、ユーティリティ費、維持補修費等の運転維持費を考慮した値として1.2(百万円/m³)を処分費用単価として仮定する。

高レベル廃棄物の処分費用としては、六ヶ所村に建設中の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの建設費等から評価した貯蔵費用単価が参考にできる。ここでは、廃棄物量をオーバーパックを含む廃棄体の量とした場合(したがって、費用単価に乗じる廃棄物体積には廃棄体としての体積を用いる)の費用に、Table 6.2.1および6.2.2に示した諸外国における処分費用推定値を加えた値として200(百万円/m³)を高レベル廃棄物の処分費用単価と仮定する。

Table 6.3.1 放射性廃棄物処分に係る環境影響による損害
(100万kW級動力炉1基当たり)

検討ケース		処分施設	最大線量率 を示す経過 年数 (y)	集団実効線量 積分値 (man・Sv)	環境影響に よる損害 (百万円)
核 融 合 炉	SSTR	浅地埋設	300	1.85×10^2	370
		中深層埋設	540	1.94×10^{-1}	0.388
	SSTR-316	浅地埋設	300	9.47×10^1	189
		中深層埋設	520	2.87×10^{-1}	0.574
	SSTR2	浅地埋設	300	1.42×10^2	284
		中深層埋設	520	2.09×10^{-1}	0.418
	DREAM	浅地埋設	300	7.67×10^1	153
		中深層埋設	920	2.01×10^0	4.02
	DREAM*	浅地埋設	300	1.42×10^2	284
		中深層埋設	520	1.63×10^{-4}	0.000
核分裂炉		浅地埋設	300	7.95×10^0	15.9
		中深層埋設	340	2.75×10^{-3}	0.006
		深地層埋設	(580000)	(1.64×10^3)	(3280)

注・核分裂炉の深地層埋設による損害については最大線量率を示す経過年数が58万年後であることから、被ばく期間を100万年までとして評価したものである。

諸条件が異なるため国別データの比較である点に注意が必要ではあるが、Table 6.2.1 および6.2.2に示した諸外国における処分費用推定値を見ると、1000m程度の深度までは処分深度による費用の違いは顕著でないことがわかる。そこで、中レベル廃棄物は中深層に処分するものとして、その中間貯蔵を考慮しない処分単価は低レベル廃棄物の2倍であると仮定する。中間貯蔵の費用単価は、高レベル廃棄物の場合に貯蔵費用がかなりの割合を占めていることを考慮して、中間貯蔵をしない処分単価の2倍と仮定する。したがって、中レベル廃棄物の処分費用単価としては7.2(百万円/m³)を仮定する。しかし、中間貯蔵は発熱量の大きな核種を多く含む廃棄体について、最終処分の前に冷却期間を設けるものであり、必ずしも全量がその対象となるわけではない。核融合炉(特にDREAMおよびDREAM*)に起因する廃棄物については、2章に記したように、大部分の構造材について、炉停止後10年経過した時点でその発熱量は1.0kW/m³(IAEAの低/中レベル廃棄物の発熱量上限値は2kW/m³)¹⁶⁾を下回っている。したがって、中レベル廃棄物については中間貯蔵なしの場合についても処分費用を試算する。

核融合炉(5ケース)および核分裂炉のそれぞれに起因する放射性廃棄物を処分した場合の費用を試算した結果をTable 6.3.2および6.3.3に示す。

Table 6.3.1に示した環境影響による損害に比べ、Table 6.3.2および6.3.3に示した処分費用は2～3桁程度大きくなっている。このことは、今回評価したシナリオのもとでは、環境影響による損害を加味した場合でも、放射性廃棄物の処分に係る経済性を評価す

るためには施設関係費を中心としたいいわゆる処分費用に着目すれば良いことがわかる。また、低レベル廃棄物や中レベル廃棄物の最終処分費用に比べて中間貯蔵のための費用がかなり大きい。特に核融合動力炉に起因する廃棄物の処分については、中レベル廃棄物を中間貯蔵するか否かによって、全体としての廃棄物の処分費用が大きく異なることがわかる。

Table 6.3.2 中レベル廃棄物を全量中間貯蔵する場合の放射性廃棄物
処分費用(施設関係費)

(100万kW級動力炉1基当たり)

検討ケース		廃棄物発生量 (m ³)			処分費用(施設関係費) (百万円)			
		低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	全廃棄物
核融合炉	SSTR	6030	1300	—	7240	9360	—	16600
	SSTR-316	4360	2970	—	5230	21380	—	26610
	SSTR2	5520	2760	—	6620	19870	—	26490
	DREAM	920	9240	—	1100	66530	—	67630
	DREAM*	9900	260	—	11880	1870	—	13750
核分裂炉		9750	1600	180	11700	11520	36000	59220

Table 6.3.3 中レベル廃棄物を中間貯蔵しない場合の放射性廃棄物
処分費用(施設関係費)

(100万kW級動力炉1基当たり)

検討ケース		廃棄物発生量 (m ³)			処分費用(施設関係費) (百万円)			
		低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	全廃棄物
核融合炉	SSTR	6030	1300	—	7240	3120	—	10360
	SSTR-316	4360	2970	—	5230	7130	—	12360
	SSTR2	5520	2760	—	6620	6620	—	13240
	DREAM	920	9240	—	1100	22180	—	23280
	DREAM*	9900	260	—	11880	620	—	12500
核分裂炉		9750	1600	180	11700	3840	36000	51540

7. まとめ

核融合動力炉で使用が検討されている5種類の構造材について動力炉の運転に伴う放射化量を計算し、発生する放射性廃棄物の種類と量を評価した。また、放射性廃棄物の区分方法を提案し、発生する放射性廃棄物を低レベル廃棄物および中レベル廃棄物の2種類に区分した。低レベル廃棄物については浅地埋設処分を採用することとし、処分施設をモデル化し、処分に伴う環境影響を評価した。中レベル廃棄物については浅地埋設処分の場合と中深層処分の場合のそれぞれについて処分施設をモデル化し、処分に伴う環境影響を評価した。さらに、これらの処分方法のそれぞれについて、核融合動力炉の主要構造材の種類ごとに環境影響による損害、施設関係費を中心とした処分費用を試算し、環境安全性だけでなく経済性の観点からも総合的な検討を実施した。

主な結論としては以下の点があげられる。

- 1) 炉停止後50年の冷却期間を設けて廃棄物処分を行う場合に、環境影響の観点から着目すべき核種は以下の通りである。
 ^3H 、 ^{10}Be 、 ^{14}C 、 ^{28}Al 、 ^{36}Cl 、 ^{60}Co 、 ^{59}Ni 、 ^{63}Ni 、 ^{91}Nb 、 ^{94}Nb 、 ^{93}Mo 、 $^{186\text{m}}\text{Re}$ 、 $^{192\text{m}}\text{Ir}$ 、 ^{193}Pt
- 2) 評価した埋設放射能濃度上限値による区分では、SSTR系(SSTR、SSTR 316、SSTR 2)では、廃棄物全体のほぼ40%が将来規制除外の対象となる可能性のある極低レベル廃棄物として区分できるか、DREAM系(DREAM、DREAM*)の場合には極低レベルとして区分される廃棄物はない。
- 3) DREAMでは90%程度の廃棄物を、中レベル廃棄物として処分しなければならないか、DREAM*の場合にはほとんど全ての廃棄物(97.4%)を低レベル廃棄物として区分できる。
- 4) SSTR系の場合には20~40%の廃棄物を、中レベル廃棄物として処分しなければならない。
- 5) 低レベル廃棄物を浅地埋設し、中レベル廃棄物を、中深層処分する場合には、いずれのシナリオに対しても一般公衆の被ばく線量はリスク基準線量に比べて十分に安全側の値となる。
- 6) 放射性廃棄物の経済性を考える場合に、環境影響による損害は処分費用の1/100~1/1000程度に過ぎない。
- 7) 廃棄物全体の処分費用は、中レベル廃棄物を中間貯蔵するか否かによって大きく異なる。

謝辞

日本原子力研究所の松鶴英夫氏に処分した放射性廃棄物からの実効線量評価に際してSWATER, AMORE, GSRWのコードを利用させていただきましたことに感謝致します。また東海研究所の加藤正平氏には、原稿を査読し貴重なコメントをいただいたことに感謝いたします。

参 考 文 献

- 1) R. A. Forrest, J. -Chr. Sublet : "FISPACT-3 User Manual", Harwell Report, AEA/FUS/227 (1993).
- 2) J. Kopecky, H. Gruppelaar and R. A. Forrest : "European Activation File for Fusion", International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Germany, May 1991, p.828, Springer-Verlag, (1992)
- 3) Y. Seki, M. Kikuchi, T. Ando, et al. : "Steady State Tokamak Reactor", Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research 1990, IAEA-CN-53/G-1-2 (1991) 473.
- 4) "Concept Study of the Steady State Tokamak Reactor (SSTR)", JAERI-M-91-081.
- 5) S. Mori, H. Miura, et al., Fusion Technology, Vol. 21, May(1992)1744.
- 6) S. Nishio, S. Ueda, I. Aoki, et al. : "Maintenance Oriented Tokamak Reactor with Low Activation Material", to be presented at IAEA Plasma Physics and Fusion Energy.
- 7) H. W. Scholz, M. Zucchetti, K. Casteleyn and Chr. Adelhelm : "Purity and Radioactive Behavior of Industrial 2D Reinforced SiCf/SiC Composites", J. Nucl. Mater. 1994.
- 8) M. Kawai, A. Hasegawa, K. Ueki, et al. : "Shielding Benchmark of JENDL-3", JAERI 1330 (1994)
- 9) 長谷川明 : 私信
- 10) 長谷川明 : 私信
- 11) P. Rocco and M. Zucchetti : "Criteria for Defining Low Activation Materials in Fusion Reactor Applications", Fusion Eng. Des., 15, 235(1992).
- 12) P. Rocco and M. Zucchetti : "Rating Criteria for Activated Waste from Fusion Reactors", J. Fusion Energy, 12, 1/2, 201 (1993).
- 13) "欧州再処理及び放射性廃棄物視察団報告書", 日本原子力情報センター (1993)
- 14) "放射性廃棄物対策に関する原子力委員会関係専門部会等報告書集大成", テクノプロジェクト
- 15) 原子力年鑑平成6年版, 日本原子力産業会議
- 16) "Classification of Radioactive Waste : A Safety Guide", IAEA Safety Series No. 111-G-1.1 (1994)
- 17) "Standardization of Radioactive Waste Categories", IAEA Technical Report Series No. 101 (1970)
- 18) "低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基本的考え方について", 昭和60年10月, 原子力安全委員会
- 19) "低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について(中間報告)", 昭和61年12月19日, 原子力安全委員会放射性廃棄物安全規制専門部会
- 20) "放射性固体廃棄物の浅地中処分における規制除外線量について", 昭和62年12月, 放射線審議会基本部会
- 21) "Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste", ICRP Publication 46, Annals of the ICRP, 15(4), (1985)
- 22) "Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control (Interim Report)", IAEA-TECDOC-401 (1987)
- 23) "低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験[総合安全性実証試験]最終報告書", 平成2年3月, 日本原子力研究所

- 24) U. S. NRC "Calculation of Annual Doses to Man from Routine Release of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR 50", Regulatory Guide 1.109, (1977)
- 25) "Limits for Intakes of Radionuclides by Workers", ICRP Publication 30, Annals of the ICRP, (1979)
- 26) Statement from the 1985 Paris Meeting of the ICRP In Annals of the ICRP, 15 (3), (1985)
- 27) サイエンスフォーラム : 原子炉デコミッショニングハンドブック、(1981)
- 28) 藤木和男、他 : 原子力学会「1993秋の大会」要旨集、A11
- 29) 宮坂靖彦 エネルギーレビュー、Vol. 15 No. 9 11-15 (1995)
- 30) U. S. NRC "Technology Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station", Vol. 1 & 2, NUREG/CR-0672 (1980)
- 31) 動力炉・核燃料開発事業団・"高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書"、平成3年度、PNC TN1410 92-081 (1992)
- 32) "高レベル放射性廃棄物処分の安全評価の現状と課題"、原子力学会誌、Vol. 37 No. 11 988-1016 (1995)
- 33) "六ヶ所事業所廃棄物管理事業許可申請書 本文及び添付書類の一部補正"、日本原燃サービス株式会社、平成3年4月
- 34) 大江俊昭、他 "高レベル廃棄物地層処分の人工ハリアシステムの安全評価(その1) 処分場仕様の設定と重要評価核種の選定"、電力中央研究所報告、T92003 (1992)
- 35) 助川武則、他 "J P D Rにおける内蔵放射能評価について"、デコミッショニング技報、No. 8 (1993)
- 36) 山手一記、他 原子力学会「1994春の年会」要旨集、D51
- 37) 坂本義昭、他 "TRU廃棄物処分場への人間侵入の観点から見た地下構造物深度分布調査"、日本原子力学会誌、Vol. 38 No. 6 442-447 (1996)
- 38) H. Kimura, T. Takahashi, S. Shima and H. Matsuzuru "A Generic Safety Assessment Code for Geologic Disposal of Radioactive Waste : GSRW Computer Code User's Manual", JAERI-M-92-161.
- 39) "Disposal of Radioactive Waste, An Overview of the Principles Involved", OECD NEA (1982)
- 40) "Recommendations of ICRP", ICRP Publication 26, Annals of the ICRP 1 (3), (1977)
- 41) "Cost Benefit Analysis in the Optimization of Radiation Protection", ICRP Publication 37, Annals of the ICRP 11-13 (1983)
- 42) 日本原燃株式会社 : 会社案内
- 43) "The Cost of High-Level Waste Disposal in Geological Repositories An Analysis of Factors Affecting Cost Estimates", OECD NEA (1993)
- 44) 1994年理科年表、国立天文台

付録 A. 環境影響の評価に使用したパラメータ

A.1 スカイシャインによる被ばく線量評価に使用したパラメータ

処分施設の操業中シナリオにおいて、スカイシャインによる被ばく線量を評価する際に使用した、 γ 線束から照射線量率への換算係数をTable A.1.1に、また、遮蔽体構成物質に関する部分密度等の物性値をTable A.1.2に示す。

Table A.1.1 γ 線束から照射線量率への換算係数

Photon Energy(MeV)		照射線量率換算係数 (nR·hr ⁻¹ /photons·cm ⁻² ·sec ⁻¹)
Lower	Upper	
0.02	0.05	2.912E-04
0.05	0.1	1.319E-04
0.1	0.2	2.508E-04
0.2	0.3	4.620E-04
0.3	0.4	6.750E-04
0.4	0.6	9.765E-04
0.6	0.8	1.345E-03
0.8	1.0	1.675E-03
1.0	1.33	2.073E-03
1.33	1.66	2.516E-03
1.66	2.0	2.905E-03
2.0	2.5	3.360E-03
2.5	3.0	3.850E-03
3.0	4.0	4.490E-03
4.0	5.0	5.330E-03
5.0	6.5	6.315E-03
6.5	8.0	7.474E-03
8.0	10.0	8.805E-03

〔参考文献〕

田中俊一，鈴木友雄：放射線障害防止法の新技術基準に基づく光子の線量当量の計算方法(1)，RADIOISOTOPES, 38, 90-100 (1989)

(上記文献に記されている値をBLC-23のエネルギー階構造に置換したもの)

Table A.1.2 遮蔽体構成物質の物性値

構成元素			部分密度 (g/cm ³)				原子価数密度 (個 /barn/cm)			
記号	原子番号	原子量	廃棄体 ^{*)}	コンクリート	土壌	空気	廃棄体 ^{*)}	コンクリート	土壌	空気
H	1	1.00794	1.3452E-02	9.5682E-03	2.4699E-02	1.2049E-08	8.0369E-03	5.7167E-03	1.4757E-02	7.1991E-09
C	6	12.011	-	-	-	1.5126E-07	-	-	-	7.5847E-09
N	7	14.0067	-	-	-	9.0934E-04	-	-	-	3.9099E-05
O	8	15.9994	6.2227E-01	1.1671E+00	7.1359E-01	2.7993E-04	2.3422E-02	4.3929E-02	2.6863E-02	1.0538E-05
Na	11	22.9898	2.3538E-02	-	1.5600E-02	-	6.1657E-04	-	4.0863E-04	-
Mg	12	24.3050	1.7994E-02	2.6451E-03	7.7999E-03	-	4.4584E-04	6.5540E-05	1.9326E-04	-
Al	13	26.9815	1.3599E-01	1.0259E-02	1.3780E-01	-	3.0352E-03	2.2867E-04	3.0756E-03	-
Si	14	28.0855	3.1113E-01	8.8797E-01	3.0289E-01	-	6.6713E-03	1.9040E-02	6.4947E-03	-
S	16	32.066	-	1.6102E-03	-	-	-	3.0240E-05	-	-
Ar	18	39.948	-	-	-	-	-	-	-	-
K	19	39.0983	1.0481E+00	-	1.0400E-02	-	1.6143E-02	-	1.6018E-04	-
Ca	20	40.078	2.0907E-03	1.5800E-01	5.1999E-03	-	3.1415E-05	2.3741E-03	7.8134E-05	-
Ti	22	47.867	2.6127E-03	-	6.4981E-03	-	3.2870E-05	-	8.1752E-05	-
Mn	25	54.9381	5.2268E-04	-	1.3000E-03	-	5.7295E-06	-	1.4250E-05	-
Fe	26	55.845	2.2297E-02	6.2976E-02	3.1198E-02	-	2.4044E-04	6.7911E-04	3.3643E-04	-
出典	他	理科年表 (1994)	総合安全性実 証試験最終報 告書(H.2.3)	JAERI-M-6928	総合安全性実 証試験最終報 告書(H.2.3)	JAERI-M 6928 理科年表(94) (20°C, 1atm) での値	総合安全性実 証試験最終報 告書(H.2.3)	JAERI M 6928	総合安全性実 証試験最終報 告書(H.2.3)	JAERI-M 6928

*1. 遮蔽計算上の廃棄体の組成は、廃棄体密度が 2.2g/cm³ となるように、土壌および粘土(ベントナイト)が混合されているものとして評価した。

A.2 地下水移行等による環境影響の評価に使用したパラメータ

計算対象核種に関する分配係数、拡散係数、線量当量換算係数等をTable A.2.1～A.2.2に、生物中への濃縮係数をTable A.2.3、農畜産物等への移行係数をTable A.2.4に、また、農畜産物等の摂取率をTable A.2.5に示す。

〔参考文献〕

- 1) "低レベル放射性廃棄物陸地処分安全性実証試験〔総合安全性実証試験〕最終報告書", 平成2年3月, 日本原子力研究所
- 2) "Table of Radioactive Isotopes", (1986)
- 3) 加藤正平, 荻田肇: "放射性廃棄物浅地中処分の安全性評価に用いる分配係数", 日本原子力学会, 28(4), 344 (1986)
- 4) 日本化学会編: "化学便覧 基礎編", 丸善 (1986)
- 5) OECD/NEA: "Review of the Continued Suitability of the Dumping Site for Radioactive Waste in the North-East Atlantic", 305 (1985)
- 6) "Limits for Intakes of Radionuclides by Workers", ICRP Publ. 30 (1979)
- 7) "European Activation File for Fusion", (1993)
- 8) Thompson S.E., Burton C.A., QUINN D.J., Ng Y.G.: "Concentration Factors of Chemical Elements in Edible Aquatic Organisms", UCRL-50564, Rev.1 (1972)
- 9) "Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases-Exposure of Critical Groups", IAEA Safety Series No. 57 (1982)
- 10) Napier B.A., Kennedy W.E. Jr., Soldat J.K.: "Assessment of Effectiveness of Geologic Isolation Systems", PNL-3209 (1980)
- 11) Ng Y.C., Colsher C.S., Thompson S.E.: "Transfer Coefficients for Assessing the Dose from Radionuclides in Meat and Eggs", NUREG/CR-2976 (1982)
- 12) Ng Y.C., Burton C.A., Thompson S.E., Tandy R.K., Kretner H.K., Pratt W.W.: "Prediction of the Maximum Dosage to Man from the Fallout of Nuclear Devices IV. Handbook for Estimating the Maximum Internal Dose from Radionuclides Released to the Biosphere", UCRL-50163, Part IV (1968)
- 13) "Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10CFR-part50, Appendix I", U.S.NRC, Regulatory Guide 1.109 Rev.1 (1977)
- 14) Ng Y.C., Colsher C.S., Thompson S.E.: "Transfer Factors for Assessing the Dose from Radionuclides on Agricultural Products", Proceedings International Symposium on Biological Implications of Radionuclides Released from Nuclear Industry, Vienna, 1979, Vienna IAEA (1979)

Table A.2.1 地中核種移行に係る分配係数、拡散係数

核種	半減期 (y)	分配係数 (mL/g)	標準拡散係数 (m)	分子拡散係数 (m ² /y)	実効拡散係数 (m ² /y)
³ H	1.235E+01	0	0.1	2.92E-01	3.65E-05
¹⁰ B e	1.6 E+06	75	0.1	3.78E-02	3.65E-08
¹⁴ C	5.730E+03	3	0.1	3.71E-02	3.65E-08
²⁶ Al	7.2 E+05	2	0.1	5.13E-02	3.65E-06*
³⁶ Cl	3.01 E+05	0	0.1	6.42E-02	3.65E-06
⁴² K	1.410E+03	300	0.1	6.18E-02	3.65E-06
⁴¹ Ca	1.0 E+05	3	0.1	5.00E-02	3.65E-08*
⁵⁵ Fe	2.7 E+00	500	0.1	5.71E-02	3.65E-12
⁶⁰ Co	5.271E+00	150	0.1	4.59E-02	3.65E-12
⁵⁹ Ni	7.5 E+04	150	0.1	4.42E-02	3.65E-12
⁶³ Ni	1.001E+02	150	0.1	4.42E-02	3.65E-12
⁷⁵ Se	6.5 E+04	20	0.1	6.36E-02	3.65E-06*
⁹⁰ Sr	2.85 E+01	75	0.1	5.00E-02	3.65E-08
⁹³ Zr	1.53 E+06	200	0.1	5.29E-02*	3.65E-08*
⁹¹ Nb	6.80 E+02	150	0.1	4.42E-02	3.65E-12
^{93m} Nb	1.36 E+01	150	0.1	4.42E-02	3.65E-12
⁹⁴ Nb	2.03 E+04	150	0.1	4.42E-02	3.65E-12
⁹³ Mo	3.5 E+03	20	0.1	5.63E-02	3.65E-06*
⁹⁸ Tc	2.13 E+05	1	0.1	4.62E-02	3.65E-08
¹⁰⁷ Pd	6.5 E+06	150*	0.1	4.42E-02*	3.65E-12*
¹²⁵ Sb	2.73 E+00	15	0.1	5.50E-02*	3.65E-06*
¹²⁶ Sn	1.0 E+05	250	0.1	5.97E-02*	3.65E-08*
¹²⁹ I	1.57 E+07	1	0.1	6.45E-02	3.65E-06
¹³⁵ Cs	3.0 E+06	300	0.1	6.50E-02	3.65E-06
¹³⁷ Cs	3.014E+01	300	0.1	6.50E-02	3.65E-06
¹⁵¹ Sm	9.0 E+01	600	0.1	5.76E-02	3.65E-12*
¹⁵² Eu	1.333E+01	500	0.1	5.71E-02	3.65E-12
¹⁵⁴ Eu	8.8 E+00	500	0.1	5.71E-02	3.65E-12
¹⁸⁶ Re	1.034E-02	0	0.1	4.42E-02	3.65E-08
^{186m} Re	2.0 E+05	0	0.1	4.42E-02	3.65E-08
¹⁸⁷ Ir	2.021E-01	150	0.1	4.59E-02	3.65E-12
^{187m} Ir	2.41 E+02	150	0.1	4.59E-02	3.65E-12
¹⁹² Pt	5.0 E+01	150	0.1	4.42E-02	3.65E-12
²³⁴ U	2.454E+05	15	0.1	2.69E-02	3.65E-13*
²³⁵ U	7.037E+08	15	0.1	2.69E-02	3.65E-13*
²³⁶ U	2.342E+07	15	0.1	2.69E-02	3.65E-13*
²³⁶ U	4.468E+09	15	0.1	2.69E-02	3.65E-13*
²³⁷ Np	2.140E+06	3	0.1	3.03E-02*	3.65E-13*
²³⁸ Pu	8.774E+01	1000	0.1	3.03E-02*	3.65E-13
²³⁹ Pu	2.411E+04	1000	0.1	3.03E-02*	3.65E-13
²⁴⁰ Pu	6.563E+03	1000	0.1	3.03E-02*	3.65E-13
²⁴² Pu	3.763E+05	1000	0.1	3.03E-02*	3.65E-13
²⁴¹ Am	4.327E+02	3000	0.1	3.36E-02	3.65E-13
²⁴³ Am	7.380E+03	3000	0.1	3.36E-02	3.65E-13
²⁴⁵ Cm	8.500E+03	3000	0.1	3.36E-02*	3.65E-13*

注 1) 分子拡散係数は'Einstein-Nernst'の式を用いて、水溶液中での極限イオン伝導率より評価した。

2) *'で示した値は、化学的性質の類似した同族元素のデータ又は補間等による推定値である。

Table A.2.2 地下水シナリオ、サイト再利用シナリオの評価に係る線量当量換算係数

核種	外部被ばく (Sv/h/Bq/cm ²)	吸入摂取		経口摂取		
		経路	f _i	換算係数(Sv/Bq)	f _i	換算係数(Sv/Bq)
¹ H	0.0		1.0	1.7E-11	1.0	1.7E-11
¹⁰ Be	0.0	Y	0.005	9.4E-08	0.005	1.1E-09
¹⁴ C	0.0		1.0	5.7E-10	1.0	5.7E-10
²⁶ Al	2.593E-07	W	0.01	1.7E-08	0.01	3.6E-09
³⁶ Cl	0.0	W	1.0	5.6E-09	1.0	8.2E-10
⁴² K	4.128E-08	D	1.0	2.9E-10	1.0	3.1E-10
⁴¹ Ca	0.0	W	0.3	3.6E-10	0.3	3.3E-10
⁵⁵ Fe	0.0	W	0.1	3.3E-10	0.1	1.6E-10
⁶⁰ Co	3.668E-07	Y	0.05	4.2E-08	0.3	7.0E-09
⁵⁹ Ni	0.0	W	0.05	1.9E-10	0.05	5.4E-11
⁶³ Ni	0.0	W	0.05	5.1E-10	0.05	1.5E-10
⁷⁹ Se	0.0	W	0.8	2.5E-09	0.8	2.4E-09
⁹⁰ Sr	0.0	D	0.3	6.3E-08	0.3	3.8E-08
⁹³ Zr	4.326E-17	W	0.002	2.3E-08	0.002	4.5E-10
⁹¹ Nb	8.781E-24	Y*	0.01*	3.9E-09	0.01*	4.7E-11
^{93m} Nb	5.840E-23	Y	0.01	7.8E-09	0.01	1.2E-10
⁹⁴ Nb	2.451E-07	Y	0.01	9.1E-08	0.01	1.4E-09
⁹³ Mo	8.341E-22	Y	0.05	3.1E-10	0.8	3.6E-10
⁹⁹ Tc	0.0	W	0.8	2.0E-09	0.8	3.6E-10
¹⁰⁷ Pd	0.0	Y	0.005	3.6E-09	0.005	3.8E-11
¹²⁵ Sb	6.453E-08	W	0.01	2.6E-09	0.01	7.0E-10
¹²⁶ Sn	6.833E-09	W	0.02	2.0E-08	0.02	5.0E-09
¹²⁹ I	3.428E-11	D	1.0	5.0E-08	1.0	7.5E-08
¹³⁵ Cs	2.475E-07	D	1.0	1.3E-09	1.0	1.9E-09
¹³⁷ Cs	9.023E-08 ^{a)}	D	1.0	8.8E-09	1.0	1.4E-08
¹⁵¹ Sm	1.555E-20	W	0.0003	7.7E-09	0.0003	9.3E-11
¹⁵² Eu	1.474E-07	W	0.001	5.9E-08	0.001	1.7E-09
¹⁵⁴ Eu	1.671E-07	W	0.001	7.0E-08	0.001	2.5E-09
¹⁸⁶ Re	2.583E-09	W	0.8	8.2E-10	0.8	7.0E-10
^{186m} Re	1.304E-09	W	0.8	8.9E-09	0.8	8.6E-10
¹⁹² Ir	1.323E-07	Y	0.01	6.3E-09	0.01	1.4E-09
^{192m} Ir	1.237E-38	Y*	0.01*	9.0E-08	0.01*	4.2E-10
¹⁹³ Pt	1.480E-38	D	0.01	5.7E-11	0.01	2.9E-11
²³⁴ U	1.281E-11	Y	0.002	3.8E-05	0.002	6.8E-09
²³⁵ U	2.331E-08	Y	0.002	3.3E-05	0.002	6.8E-09
²³⁶ U	5.530E-12	Y	0.002	3.6E-05	0.002	6.5E-09
²³⁸ U	6.204E-12	Y	0.002	3.3E-05	0.002	6.2E-09
²³⁷ Np	2.064E-09	W	0.001	1.3E-04	0.001	1.1E-06
²³⁸ Pu	1.867E-12	Y	0.00001	7.7E-05	0.00001	1.4E-08
²³⁹ Pu	3.319E-12	Y	0.00001	8.2E-05	0.00001	1.4E-08
²⁴⁰ Pu	1.853E-12	Y	0.00001	8.2E-05	0.00001	1.4E-08
²⁴² Pu	1.966E-12	Y	0.00001	7.8E-05	0.00001	1.4E-08
²⁴¹ Am	1.989E-09	W	0.001	1.2E-04	0.001	1.0E-06
²⁴³ Am	6.241E-09	W	0.001	1.2E-04	0.001	1.0E-06
²⁴⁵ Cm	3.660E-09	W	0.001	1.3E-04	0.001	1.0E-06

注 1. ^{137m}Ba の寄与分。

Table A.2.3 核種濃縮係数 (1 kg)

元素	淡水生物			海水生物		
	魚類	無脊椎動物	藻類	魚類	無脊椎動物	藻類
H	1.00E+00	1.00E+00	9.01E-01	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00
Be	2.00E+00	1.00E+01	2.00E+01	2.00E+02	2.00E+02	1.00E+03
C	4.60E+03	9.10E+03	4.55E+03	1.79E+03	1.43E+03	1.79E+03
Al	1.00E+01	6.25E+01	4.17E+02	1.00E+01	6.00E+01	6.00E+02
Cl	5.00E+01	1.00E+02	5.00E+01	1.27E+02	1.90E+02	7.59E-02
K	1.00E+03	8.33E+02	6.57E+02	1.05E+01	6.58E-00	2.63E+01
Ca	4.00E+01	3.33E+02	1.33E+02	5.00E-01	1.25E-01	5.00E+00
Fe	1.00E+02	3.20E+03	1.00E+03	3.00E+03	2.00E-04	5.00E-04
Co	3.00E+02	1.00E+04	2.00E+02	1.00E+02	1.00E-03	1.00E+03
Ni	1.00E+02	1.00E+02	5.00E+01	1.00E+02	2.50E+02	2.50E+02
Se	1.57E+02	1.67E+02	1.00E+03	4.00E+03	1.00E-03	1.00E+03
Sr	6.00E+01	3.00E+02	5.00E+02	1.00E+00	6.00E-00	1.00E+01
Zr	3.33E+00	6.67E+00	1.00E+03	2.00E+02	2.00E+01	2.00E+03
Nb	3.00E+02	1.00E+02	8.00E+02	3.00E+04	1.00E+02	2.00E+03
Mo	1.00E+01	1.00E+01	1.00E+03	1.00E+01	1.00E-01	1.00E-01
Tc	2.00E+01	5.00E+00	4.00E+01	1.00E+01	5.00E-01	4.00E+03
Pd	1.00E+01	3.00E+02	2.00E+02	1.00E+01	2.00E-03	2.00E+03
Sb	1.00E+00	1.00E+01	1.50E+03	4.00E+01	5.00E-00	1.45E+03
Sn	3.00E+03	1.00E+03	1.00E+02	3.00E+03	1.00E-03	1.00E+02
I	4.00E+01	4.00E+02	4.00E+01	1.00E+01	5.00E-01	4.00E+03
Cs	2.00E+03	1.00E+03	8.00E+01	3.00E+01	2.00E-01	2.00E+01
Sm	2.50E+01	1.00E+03	5.00E+03	2.50E+01	1.00E+03	5.00E+03
Eu	2.50E+01	1.00E+03	5.00E+03	2.50E+01	1.00E+03	5.00E+03
Re	1.19E+02	5.95E+01	2.38E+02	4.76E+00	5.95E+01	2.38E+02
Ir	1.00E+01	3.00E+02	2.00E+02	1.00E+01	2.00E+03	2.00E+03
Pt	1.00E+02	3.00E+02	2.00E+02	1.00E+02	2.00E+03	2.00E+03
U	1.00E+01	1.00E+02	1.00E+03	1.00E+01	1.00E+01	6.87E-01
Np	1.00E+01	4.00E+02	1.00E+03	1.00E+01	1.00E+01	6.00E-00
Pu	4.00E+00	1.00E+02	3.50E+02	3.50E+01	1.00E+02	3.50E+02
Am	3.00E+01	1.00E+03	5.00E+03	2.50E+01	1.00E+03	5.00E+03
Cm	2.50E+01	1.00E+03	5.00E+03	2.50E+01	1.00E+03	5.00E+03

Table A.2.4 農畜産物への核種移行係数

元素	土壌-牧草 (g-dry/g)	飼料-鶏卵 (kg-d/kg)	飼料-牛乳 (kg-d/l)	飼料-牛肉 (kg-d/kg)	飼料-豚肉 (kg-d/kg)	飼料-鶏肉 (kg-d/kg)	土壌-農作 (g-dry/g)
H	5.0E+00	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	1.0E-02	5.0E+00
Be	4.7E-04	2.0E-02	9.1E-07	8.0E-04	1.0E-02	4.0E-01	4.7E-04
C	1.0E-03	2.0E-02	2.0E-02	2.0E-02	2.0E-02	2.0E-02	1.0E-03
Al	2.5E-03*	9.9E-04*	1.2E-03*	9.9E-04*	9.9E-04*	9.9E-04*	2.5E-03*
Cl	9.0E-01*	2.8E+00*	2.0E-02*	2.0E-02*	9.0E-02*	4.0E-03*	7.6E-01*
K	2.0E-01*	6.1E+00*	4.0E-02*	2.0E-01*	2.0E-01*	2.0E+00*	1.0E-01*
Ca	4.0E-02	4.4E-01	1.1E-02	1.6E-03	3.3E-03	3.3E-03	4.0E-02
Fe	3.0E-03	1.3E+00	3.0E-04	3.0E-02	2.6E-02	1.5E+00	7.0E-04
Co	4.0E-01	1.0E-01	2.0E-03	3.0E-02	1.7E-01	1.0E-03	3.0E-02
Ni	4.0E-02	1.0E-01	1.0E-02	5.0E-03	5.0E-03	1.0E-03	2.0E-02
Se	1.3E+00	9.3E+00	4.0E-03	1.0E+00	3.2E-01	8.5E+00	1.0E-00
Sr	2.0E+00	1.2E-02	1.0E-03	6.0E-04	3.9E-02	3.5E-02	3.0E-01
Zr	2.0E-02	1.2E-03	3.0E-05	2.0E-02	1.0E-03	1.0E-04	5.0E-03
Nb	4.0E-02	3.0E-03	2.0E-02	3.0E-01	1.0E-03	2.0E-03	1.0E-02
Mo	1.2E-01	1.4E-03	6.8E-03	8.0E-03	2.0E-02	5.0E-02	1.0E-01
Tc	2.0E-01	1.9E+00	1.0E-02	1.0E-02	9.9E-04	6.3E-02	5.0E+00
Pd	5.0E+00	4.0E-03	5.0E-03	1.0E-03	5.0E-03	3.0E-04	5.0E+00
Sb	4.0E-02	7.0E-02	2.0E-05	1.0E-03	7.0E-03	6.0E-03	1.0E-02
Sn	2.5E-03	9.9E-04	1.2E-03	9.9E-04	9.9E-04	9.9E-04	2.5E-03
I	9.0E-01	2.8E+00	1.0E-02	1.0E-02	3.3E-03	4.0E-03	2.0E-02
Cs	1.0E-01	4.9E-01	8.0E-03	2.0E-02	2.5E-01	4.4E+00	3.0E-02
Sm	4.0E-02	7.0E-03	2.0E-05	2.0E-03	5.0E-03	4.0E-03	2.0E-03
Eu	4.0E-02	7.0E-03	2.0E-05	2.0E-03	5.0E-03	4.0E-03	2.0E-03
Re	2.0E-01*	1.9E+00*	1.0E-02*	1.0E-02*	3.6E-03*	6.3E-02*	5.0E+00*
Ir	1.3E+01*	1.0E-01*	1.0E-02*	3.0E-02*	1.7E-01*	1.0E-03*	1.3E+01*
Pt	5.0E+00*	1.0E-01*	1.0E-02*	1.0E-03*	5.0E-03*	1.0E-03*	5.0E+00*
U	1.0E-02	9.9E-01	6.0E-04	3.0E-02	4.0E-02	1.2E+00	2.0E-03
Np	1.0E-01	2.0E-03	5.0E-06	1.0E-03	1.0E-02	4.0E-03	4.0E-02
Pu	1.0E-03	7.6E-03	1.0E-07	1.0E-05	1.0E-02	1.6E-04	5.0E-04
Am	4.0E-03	8.5E-03	4.0E-07	2.0E-05	1.0E-02	1.8E-04	1.0E-03
Cm	4.0E-03	2.0E-03	2.0E-05	2.0E-05	1.0E-02	4.0E-03	1.0E-03

Table A.2.5 農畜産物等の摂取率に関するパラメータ

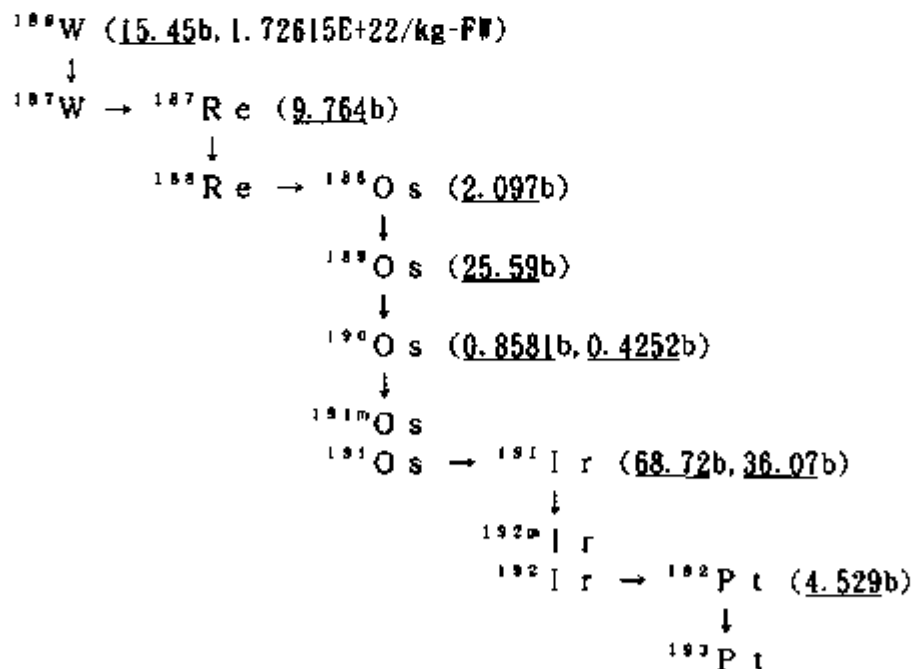
農作物		畜産物	
米	114.0 (kg/y)	牛肉	9.33 (kg/y)
葉菜類	27.5 (kg/y)	豚肉	11.8 (kg/y)
非葉菜類	53.0 (kg/y)	鶏肉	8.81 (kg/y)
果実類	53.7 (kg/y)	鶏卵	14.6 (kg/y)
		牛乳	61.0 (ℓ/y)
海水産物		淡水産物	
魚類	9.6 (kg/y)	魚類	0.6 (kg/y)
貝類	1.2 (kg/y)	貝類	0.4 (kg/y)
藻類	1.9 (kg/y)		
		飲料水	760 (ℓ/y)

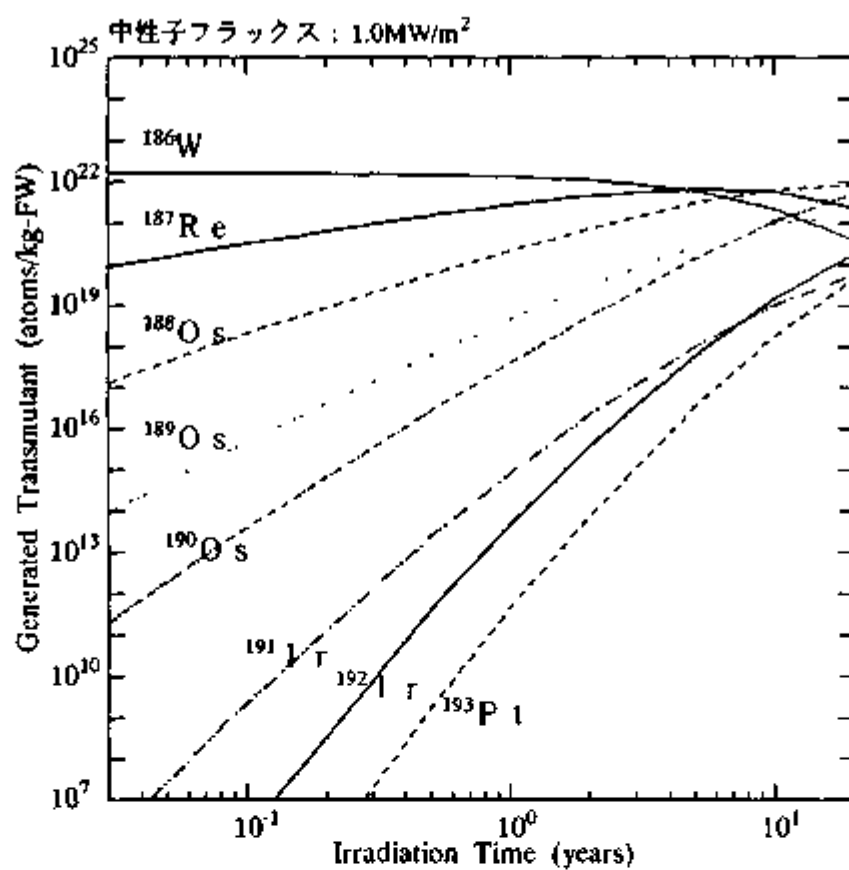
付録 B. 中性子の多段反応による核種生成について

2章ではTable 2.1.1に示したブランケット交換シナリオにしたがって、領域ごとに2年間または20年間の中性子照射による構造材の放射化を計算した。このように長期間にわたる中性子照射による放射化を評価する場合には、中性子フルエンスの増加に伴い、低次の中性子反応ではなく、6~7次以上の高次の中性子反応の寄与が大きくなって来る。

例えば、SSTRの第1壁の構造材に含まれる ^{186}W (個数密度でWはFeの1/150、Crの1/15程度含まれる)の場合で考えると、Fig.B.1.1に示すように6段および7段の中性子反応によって、それぞれ環境影響を評価する際に被ばく線量の観点から寄与が大となる(Dominant)可能性の高い ^{182}Ir および ^{182}Pt が生成されることがわかる。

^{186}W の多段反応をFISPACT-3/EAF-3によって計算した結果をFig.B.1.2に示す。中性子フルエンスが $10\text{MW}\cdot\text{a}/\text{m}^2$ を超えるあたりでこの多段反応の影響が大きく現れることがわかる。

Fig.B.1.1 ^{186}W の多段反応

Fig.B.1.2 ^{186}W の多段反応による核種量の変化

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI 基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質	モル	mol
光	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつ SI 組立単位

量	名称	記号	他の SI 単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	kg・m/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N・m
仕事、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A・s
電位、電圧、起電力	ヴォルツ	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	シーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V・s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
太陽常数	ワット・メートル ²	W/m ²	
放射線量	グレイ	Gy	J/kg
放射線当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SI と併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	L
トン	t
電子ヴォルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表4 SI と共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
ハ	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レノトゲン	R
ラ	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm} = 10^{-17} \text{ m}$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

表5 SI 接頭法

係数	接頭法	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁶	ペタ	P
10 ¹⁵	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1 eV および 1 u の値は CODATA の1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位ではないことは省略した。
- bar は、JIS では液体の圧力を表す場合に限り表2のカッコリーに分類されている。
- EC 関係標準化委員会では bar、barn および「血圧の単位」mmHg を表2のカッコリーに入れている。

換 算 表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

粘 度 1 Pa・s (=N・s/m²) = 10³ P (ダース) (g/(cm・s))

動粘度 1 m²/s = 10⁶ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ²	145.038	
0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233	
0.101325	1.03323	1	760	14.6959	
1.33322 × 10 ⁻³	1.35951 × 10 ⁻³	1.31679 × 10 ⁻³	1	1.93338 × 10 ⁻¹	
6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻³	6.80460 × 10 ⁻³	51.7149	1	

エネルギー、仕事、熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf・m	kW・h	cal (計量法)	Btu	ft・lbf	eV
1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻³	0.238849	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	
9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻³	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁸	
3.6 × 10 ⁴	3.67098 × 10 ⁴	1	8.59999 × 10 ³	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ¹⁶	
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻³	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹	
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻³	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹	
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻³	0.323880	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁴	
1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63337 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁴	3.82743 × 10 ⁻²⁶	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻²²	1	

1 cal = 4.18605 J (計量法)
 = 4.184 J (熱化学)
 = 4.1855 J (15 °C)
 = 4.1868 J (国際蒸気表)
 仕事率 1 PS (公馬力)
 = 75 kgf・m/s
 = 735.499 W

放射線	Bq	Ci
1	2.70270 × 10 ¹¹	
3.7 × 10 ¹⁰	1	

吸収線量	Gy	rad
1	100	
0.01	1	

放射線量	C/kg	R
1	3876	
2.58 × 10 ⁻⁴	1	

線量当量	Sv	rem
1	100	
0.01	1	

