

“クリアランスの測定及び評価の方法に係る 審査基準”に基づく評価方法について

2021年3月12日

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

2. 核種選定において核種を幅広く選定する方法

2. 1 計算による核種選定

- 計算による核種選定の流れ
- 不確かさの要因の整理、不確かさの考慮方法
- JRR-4、DCAでの検討例

2. 2 サンプル測定による核種選定

- サンプル測定による核種選定の流れ
- サンプルの採取方法、不確かさの評価方法
- JRR-4での検討例

3. 代表サンプリング測定による評価単位の放射能濃度の評価方法

- 代表サンプルの設定方法・評価手順(3ケース)

1. はじめに

- クリアランス申請※¹を予定している施設(JRR-4、DCA)を例として、2019年9月に定められた審査基準※²に基づいて、クリアランスの測定及び評価の方法を検討した。
- ここでは核種選定※³において核種を幅広く選定する方法、代表サンプリング測定による評価単位の放射能濃度の評価方法について説明する。

※¹ 放射能濃度の測定及び評価の方法に係る認可申請

※² 放射能濃度についての確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価の方法に係る審査基準

※³ 評価に用いる放射性物質の選定

＜審査基準による主な改正点＞

<u>核種選定</u>	● <u>炉施設の重要10核種の選定を削除。</u> ● <u>核種が幅広く選定されるよう評価されていること。</u>
放射能濃度の評価	● 平均放射能濃度の不確かさ(95%上限値)を考慮しても$\Sigma(D_j/C_j)$が1を超えないこと。
評価単位	● 評価単位の重量を原則1トン以内から10トン以内とする。
<u>測定単位</u>	● <u>局所汚染の影響が小さい場合、代表サンプリング測定で評価できることを明確化。</u>

2. 核種選定において核種を幅広く選定する方法

<核種選定方法の検討方針>

- 計算コードを用いる核種選定([計算による核種選定](#))を基本の方法とし、計算パラメータの不確かさを適切な範囲・方法で考慮して、合理的に核種選定を行う。
- 計算パラメータの設定が広範囲となり、核種を適切に絞り込めない場合は、サンプル測定による放射能濃度を用いる核種選定([サンプル測定による核種選定](#))を行う。

<検討のポイント>

- 計算による核種選定
 - ・ 考慮すべき不確かさの要因（親元素の組成、中性子束、照射時間等）。
 - ・ 核種が幅広く選定されるように、それらの不確かさを考慮する方法。
 - サンプル測定による核種選定
 - ・ サンプルを採取する領域（サンプリング領域）の設定方法。
 - ・ 代表性のあるサンプルを採取する方法。
 - ・ 核種が幅広く選定されるように、測定結果の不確かさを考慮する方法。
 - ・ 上記を踏まえ、JAEAが保有する研究炉のうちJRR-4とDCAを想定し、[炉心での核分裂に伴う中性子（直接線）によって放射化汚染した金属及びコンクリート](#)の核種選定方法を検討した※。
- ※ JRR-4とDCAについて、現状で得られていない情報は仮定を置いて評価した。クリアランス申請時までに必要な情報は今後調査を行って収集する。

- 汚染状況を踏まえた上で、生成する可能性のある核種の放射能濃度を評価。



- 放射能濃度の計算における不確かさを考慮し、核種を幅広く選定するように核種組成を評価。



- 核種選定の式※を満足するように核種を選定。

- 上記の保守的な条件や減衰期間を考慮しても核種選定の式を満足するように核種を選定する。
- なお、D/Cの最も大きい核種のD/Cが1/33以下であることが明らかであれば、その核種のみを選定する。

$$\text{※} \frac{\Sigma(D_j/C_j)}{\Sigma(D_k/C_k)} \geq 0.9 \quad \begin{array}{l} k : \text{審査基準 別記第一号の33核種} \\ j : \text{選定核種} \end{array}$$

- 想定される不確かさの要因を整理した。

#	核種組成の不確かさの要因
1	照射時間
2	親元素の組成
3	評価部位の中性子スペクトル (エネルギー分布)

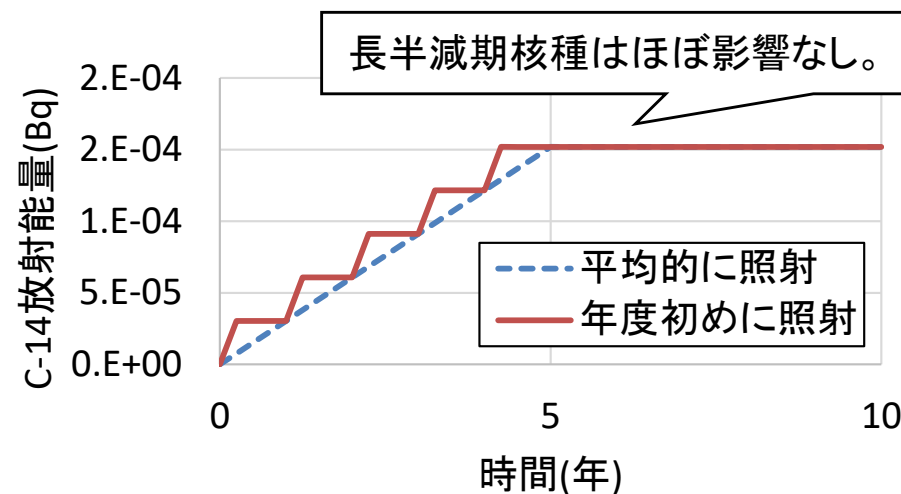
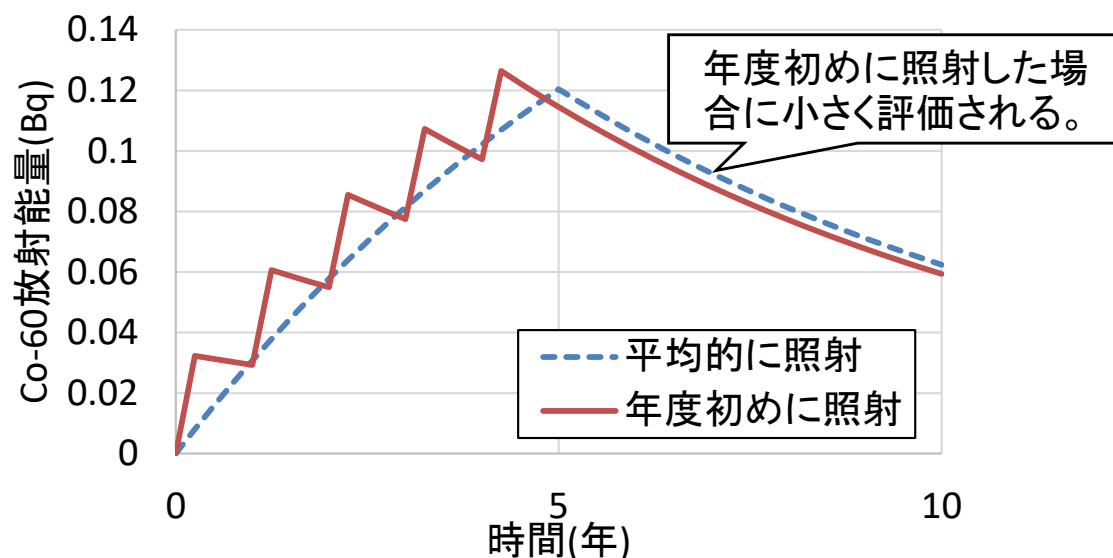


#	#3の不確かさの要因
3.1	炉心の中性子スペクトル
3.2	炉心配置
3.3	構造材の形状
3.4	計算部位
3.5	構造材の元素組成
3.6	統計的計算(モンテカルロ法の場合)

計算に使用するコード／核データの妥当性は許認可実績を整理して提示するものとする。

- 3つの不確かさの要因について、核種を幅広く選定する方法を検討した。

#	不確かさの要因	説明
1	照射時間	- 照射時間が変化すると減衰時間も変化し、核種組成が変化する。 - 年度ごとに運転日数を集計し、年度初めにまとめて運転したものとして計算すると、半減期がより短い核種の割合が小さく評価される。(下図) - 後述のケーススタディでは、年度初めにまとめた場合に核種を幅広く選定する条件となる。



放射能量の推移イメージ
(同じ照射量を、平均的に照射した場合と年度初めに照射した場合)

#	不確かさの要因	説明
2	親元素の組成	- 親元素の組成が変化すると、生成する核種の組成も変化する。 - 各親元素の平均組成の95%信頼上限値/下限値を設定し、 - 選定しようとする核種は「下限値で計算した放射能濃度」、 - その他の核種は「上限値で計算した放射能濃度」を使用して評価する。

<親元素の組成の上限値/下限値の設定>

- 建設時の材料証明書、JIS規格値、類似施設の分析結果等から親元素の組成データを収集する。
- 上限値/下限値は“測定における不確かさの表現のガイド”(GUM)等に基づき設定する。
- 後述の検討例では、ふげん分析結果等を参考に、一律に合成不確かさ u_c を30%、上限値/下限値を平均値 $\pm 50\%$ ($\approx 1.64u_c$)と仮定した。

<幅広く選定する条件の補足>

$$\frac{\Sigma(D_j/C_j)}{\Sigma(D_k/C_k)} = \frac{\Sigma(D_j/C_j)}{\Sigma(D_j/C_j) + \Sigma(D_l/C_l)} = \frac{1}{1 + \frac{\Sigma(D_l/C_l)}{\Sigma(D_j/C_j)}}$$

$l: k$ のうち j でない核種

「ふげん」の元素組成分析結果 (非管理区域、主な親元素のみ抜粋)

コンクリート(N=10)			炭素鋼(N=32)			
元素	平均値 (ppm)	標準偏差 /√N(%)	元素	平均値 (ppm)	標準偏差 /√N(%)	測定誤差 (%)
H	12000	4.5	H	<10	-	10
C	3100	9.5	C	1600	10.6	10
N	140	7.2	N	53	11.0	10
Mn	620	8.7	Mn	6700	6.3	7
Fe	23000	3.2	Fe	985000	0.1	-
Co	12	29.0	Co	69	10.5	4
Cs	5	7.6	Cs	0.051	1.4	-
Ba	430	3.7	Ba	<0.2	-	-
Eu	0.73	3.8	Eu	0.01	12.4	-
U	2.1	3.6	U	<0.005	-	-

出典: 川太徳夫ほか, “「ふげん」発電所の主要構造物材元素組成分析”,
日本原子力学会和文論文誌 9(4), p405-418(2010)

- 上記より、「 $\Sigma(D_j/C_j)$: 小 $\rightarrow$ 与式: 小」、「 $\Sigma(D_l/C_l)$: 大 $\rightarrow$ 与式: 小」となる。

#	不確かさの要因	説明
3	評価部位の 中性子スペクトル (エネルギー分布)	- 中性子のエネルギー分布が変化すると、生成する核種の組成も変化する。 - 中性子のエネルギー領域を3分割し(熱、共鳴、高速)、それぞれ割合を変化させた3通りの計算条件で放射能濃度を評価する。 - どの計算条件でも核種選定の式を満たすように核種を選定することで、核種を幅広く選定する。

<計算条件の設定方法>

- 割合の変化幅は、下位の不確かさ(#3.1～#3.6)が包含されるように裕度を持たせて設定する。
- 後述の検討例では、各領域の変化幅を10倍(1000%)と設定した。(参考2)

中性子スペクトルの計算条件

条件名	熱中性子束 ($\Phi_E < 0.876$)	共鳴中性子束 ($0.876 < \Phi_E < 1M$)	高速中性子束 ($1M < \Phi_E$)
熱10倍	10倍	1倍	1倍
共鳴10倍	1倍	10倍	1倍
高速10倍	1倍	1倍	10倍

<JRR-4の概要>

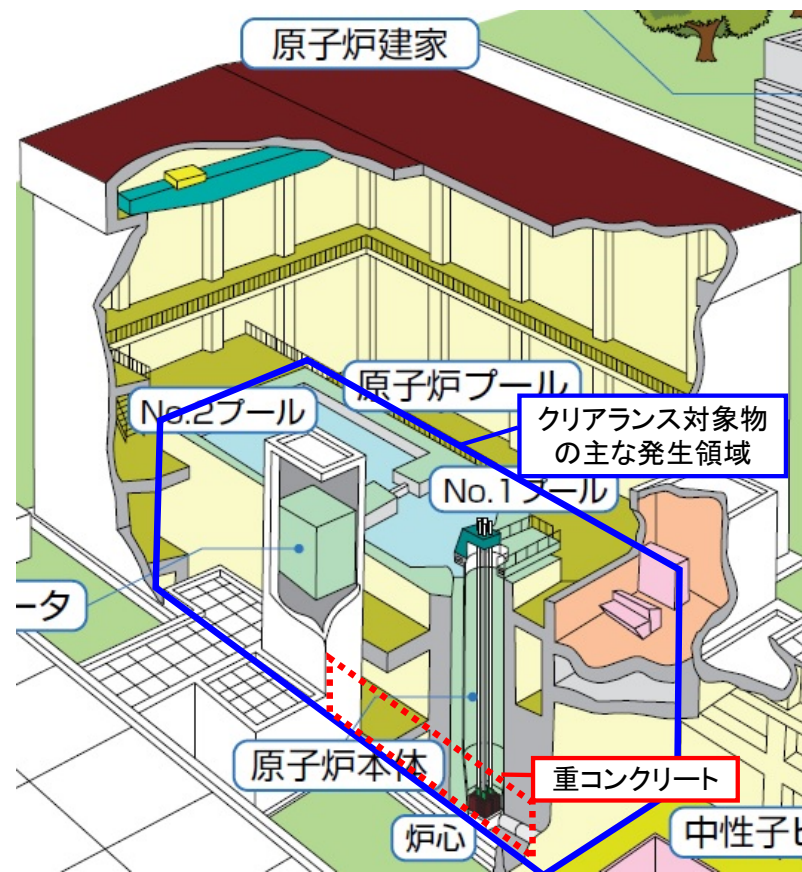
- ・ スイミングプール型の軽水炉
- ・ 出力: 3500kW
- ・ 運転期間: 1965年～2010年

<想定クリアランス対象物>

- ・ 炉室の建屋コンクリート約8,400トン
 - ・ 原子炉プール等の普通コンクリート、内部に鉄筋を含む
 - ・ 一部のプール壁は重コンクリート製
- ・ 表面は塗装されており、プール面は樹脂の塗装＋アルミライニングで保護されている。

<想定汚染源>

- ・ 炉心での核分裂に伴う中性子(直接線)による放射化汚染を想定。冷却材中の ^{17}N の崩壊に伴う中性子束は直接線と比較して小さく、考慮しない。(参考3より、0.01%以下。)
- ・ ライニング等で保護されており、更に表面を除染するため、二次的な汚染は考慮しない。クリアランス申請時には塗装やライニングの状態の確認結果、解体作業等での汚染防止対策等を記載する。



JRR-4建屋鳥瞰図(図出典: JRR-4パンフレット)

中性子スペクトルの計算

- 炉心や構造材の情報から、MCNP5 + JENDL3.3により評価部位の中性子スペクトルを計算。



放射化放射能濃度の評価

- 中性子スペクトル、照射時間、構造材の元素組成から、SCALE6.1により放射能濃度を評価。

<炉心の中性子スペクトル>

- 過去の設工認での評価結果を使用(核設計コードSRAC、中性子拡散コードCITATIONによる計算)。
- 高濃縮ウラン燃料と20%濃縮ウラン燃料の初期炉心と平衡炉心の4パターンで計算した上で、それら全てに保守的な計算結果となるよう、高濃縮ウラン燃料の出力を1.1倍としたものを設定した。

<構造材>

- JRR-4の図面から3次元形状を作成。
- 元素組成は建設時の材料証明書や文献等(NUREG/CR-3474、JRR-2評価結果)に基づき決定。

<計算結果について>

- 計算結果は、照射口の熱中性子束の実測値と比較して妥当性を確認(誤差5%程度)。
- モンテカルロ法による統計誤差を考慮し、 $+3\sigma$ の値を使用。

<照射時間>

- 照射時間は、運転履歴を1年ごとにまとめて設定した。

<計算コード/核データ>

- SCALE6.1+付属の核データ(JEFF-3.0)を使用。coupleコードで200群の中性子スペクトルから一群断面積を計算し、ORIGEN-Sで放射能濃度を評価。

検討結果(JRR-4、普通コンクリート)

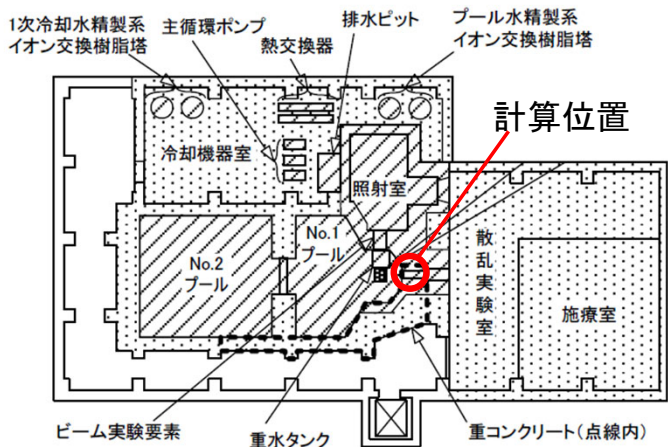
- 不確かさを考慮した寄与率※を評価し、核種を選定した。

※33核種の $\Sigma(D/C)$ に対するD/Cの割合

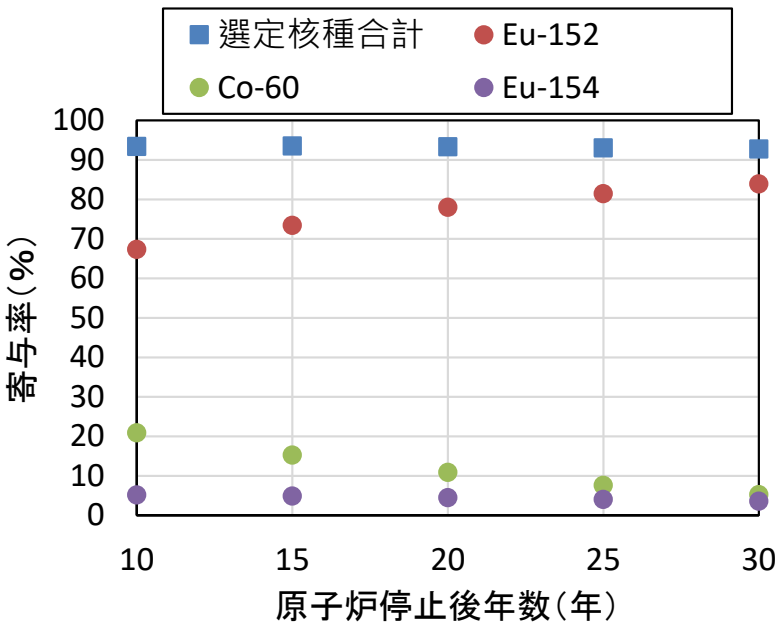
不確かさを考慮した寄与率の評価結果(普通コンクリート)
(原子炉停止後10年の評価値、寄与率0.1%未満の核種は省略)

寄与率(%)

核種	照射時間 考慮	+親元素 考慮	+中性子スペクトル考慮			選定 核種
			熱 10倍	共鳴 10倍	高速 10倍	
H-3	1.30	3.72	3.97	2.69	3.72	
C-14	0.13	0.38	0.40	0.29	0.38	
Co-60	21.87	20.90	17.43	34.81	20.89	○
Cs-134	0.27	0.76	0.27	2.72	0.76	
Ba-133	0.60	1.73	1.32	3.38	1.73	
Eu-152	70.42	67.31	73.47	42.63	67.31	○
Eu-154	5.40	5.16	3.09	13.44	5.16	○
選定核種 合計	97.69	93.37	93.99	90.88	93.37	



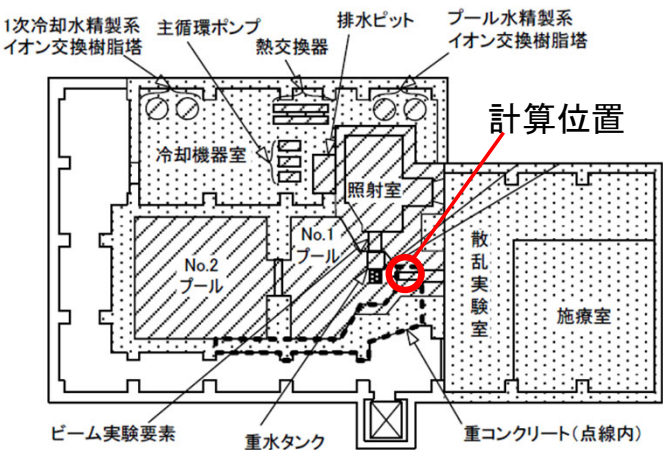
JRR-4平面図(図出典:廃止措置実施方針(JRR-4))



寄与率の経年推移
(値は運転履歴+親元素考慮のもの) 11

検討結果（JRR-4、重コンクリート）

- 不確かさを考慮した寄与率を評価し、核種を選定した。

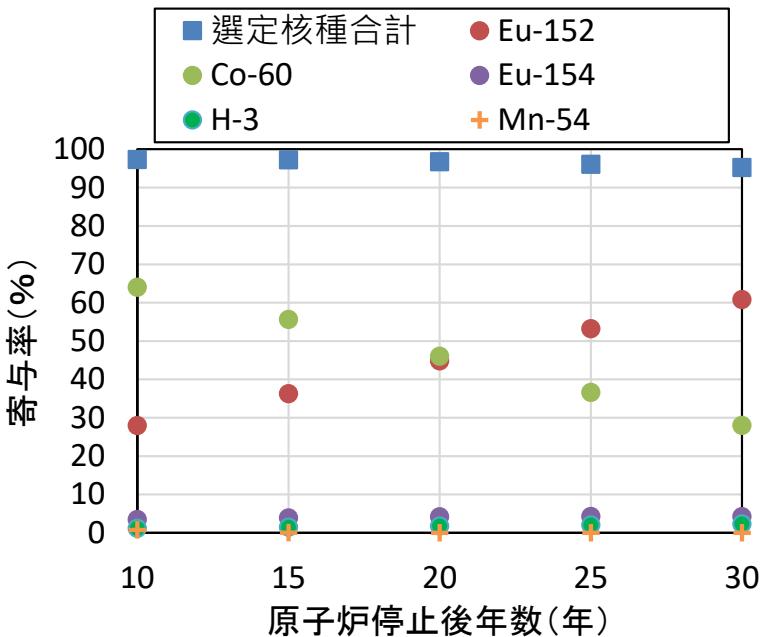


不確かさを考慮した寄与率の評価結果（重コンクリート）
（原子炉停止後10年の評価値、寄与率0.1%未満の核種は省略）

寄与率(%)

核種	照射時間 考慮	+親元素 考慮	+中性子スペクトル考慮			選定 核種
			熱 10倍	共鳴 10倍	高速 10倍	
H-3	1.17	1.15	0.89	0.49	4.96	○
Mn-54	0.75	0.74	0.11	0.17	6.17	○
Co-60	65.17	63.99	55.78	77.70	58.17	○
Cs-134	0.21	0.63	0.21	1.27	0.53	
Ba-133	0.54	1.60	0.91	2.30	2.77	
Eu-152	28.45	27.94	39.63	11.92	23.38	○
Eu-154	3.53	3.46	1.97	5.82	2.92	○
選定核種 合計	99.08	97.28	98.39	96.10	95.61	

JRR-4平面図（図出典：廃止措置実施方針（JRR-4））



寄与率の経年推移

（値は運転履歴+親元素考慮のもの） 12

<DCAの概要>

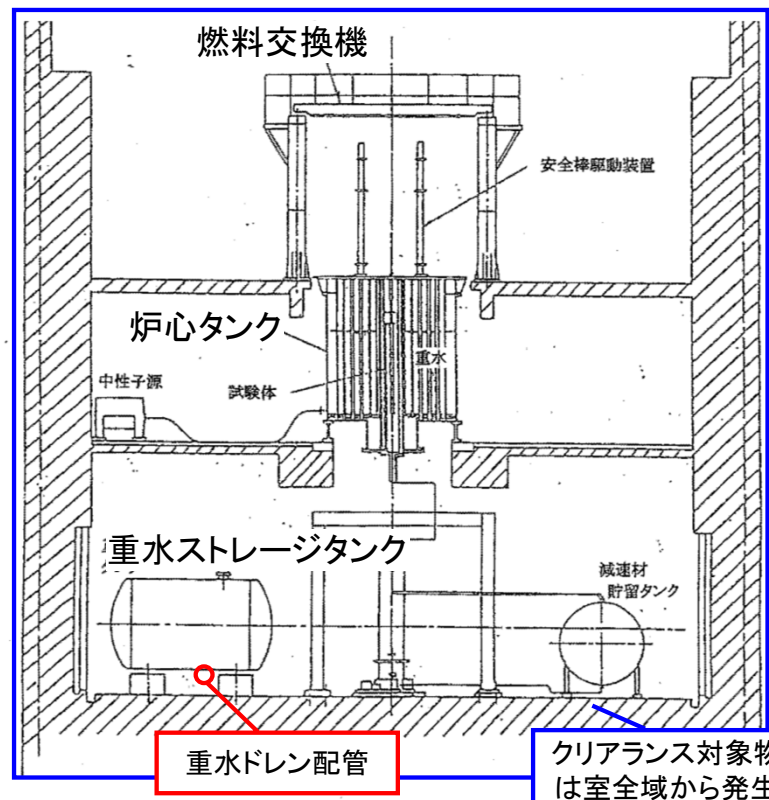
- 重水臨界実験装置
- 最大熱出力: 1kW
- 運転期間: 1969年～2001年

<想定クリアランス対象物>

- 炉室／重水系室内の金属
 - 炉心タンク、配管等のアルミニウム 約33トン
 - 架台、サポート、遮蔽扉、クレーン等の炭素鋼 約77トン

<想定汚染源>

- 直接線による放射化汚染を想定。冷却材中の ^{17}N の崩壊に伴う中性子束は直接線と比較して小さく、考慮しない。(参考3より、0.01%以下。)
- 二次的な汚染は、放射化汚染と比較して十分小さいと想定されるため考慮しない。(今後影響の大きさを定量的に比較して確認する。)
- 二次的な汚染としては、重水中の ^3H や炉内等で発生した腐食生成物の移行・沈着が想定される。
- これまでのサンプル分析では、重水との接触履歴が最も長いと考えられる重水ドレン配管(重水ストレージタンク付属配管)の内表面で、 ^3H が最大 0.5Bq/g ($\text{D/C}=0.005$)、 ^{60}Co (腐食生成物の代表核種)が検出限界未満($<0.02\text{Bq/g}$, $\text{D/C}=0.2$)であった(2009年測定)。



DCA炉室／重水系室
(図出典：JNC-TN9410-2001-011)

中性子スペクトルの計算

- 炉心や構造材の情報から、DOT3.5 + JENDL3.1により評価部位の中性子スペクトルを計算。



放射化放射能濃度の評価

- 中性子束、運転履歴、構造材の元素組成から、ORIGEN-79により放射能濃度を計算。

<炉心の中性子スペクトル>

- 炉心領域から一様に、定格出力の1kWとなるよう線源を設定。中性子スペクトルはATRに類似するCANDU炉のものを使用。

<構造材>

- 図面から2次元形状(円柱座標系)でモデルを作成。
- 元素組成は材料証明書及び文献 (NUREG/CR-3474、NUREG/CR-0672)に基づき決定。

<計算コード／核データ>

- 当時の計算資源節約のため、事前に295群の中性子スペクトルからANISN-JRで22群のマクロ断面積※を計算し、DOT3.5に入力。

<計算結果について>

- 放射化箔法による実測値との比較により、中性子束の計算値の妥当性を確認。(アルミニウムで実測値の1～2倍程度)

※マクロ断面積: 評価部位の元素の原子核密度と断面積を掛け合わせた量

<照射時間>

- 照射時間は、運転履歴を1年ごとにまとめて設定した。

<計算コード／核データ>

- ORIGEN-79+付属の核データを使用。

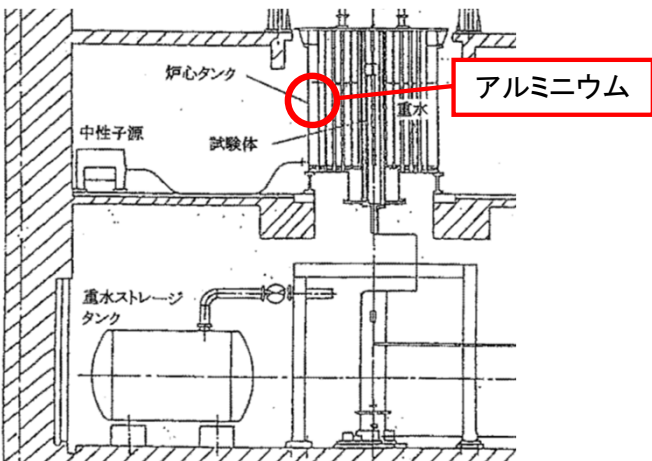
<計算結果について>

- 実測値との比較により、アルミニウムの放射化放射エネルギーの計算値が実測値の1～2倍程度であることを確認。

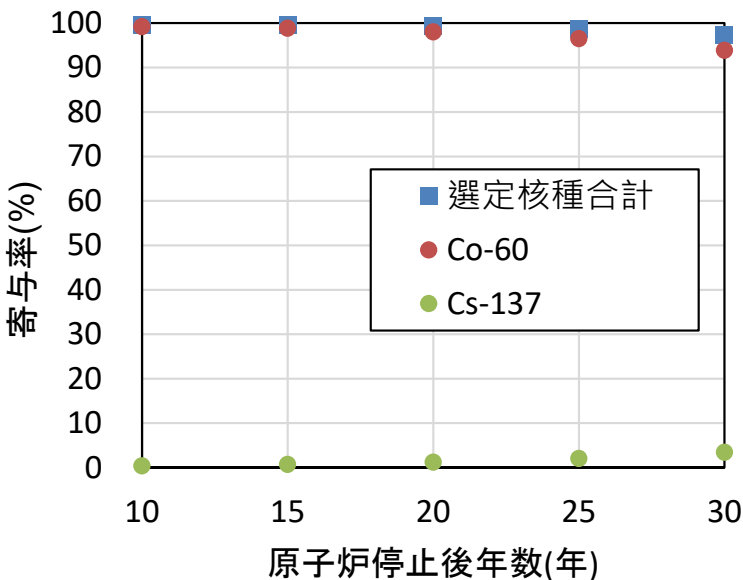
- 不確かさを考慮した寄与率を評価し、核種を選定した。
- ・ 中性子スペクトルの考慮の計算は実施していない。(運転停止前に実測値を得ているため、今後実測値を用いて不確かさを評価する。)

不確かさを考慮した寄与率の評価結果(アルミニウム)
(原子炉停止後10年の評価値、寄与率0.1%未満の核種は省略)

核種	照射時間 考慮	＋親元素 考慮	選定 核種	寄与率(%) (参考) ⁶⁰ Coのみ選定、 停止後30年
Fe-55	0.01	0.03		0.03
Co-60	99.47	99.25	○	87.85
Ni-63	—	—		0.03
Zn-65	0.03	0.09		—
Cs-137	0.42	0.42	○	9.70
Eu-152	—	—		—
Eu-154	—	—		—
選定核種 合計	99.89	99.67		87.85



DCA炉室／重水系室
(図出典：JNC-TN9410-2001-011)



寄与率の経年推移
(値は運転履歴＋親元素考慮のもの)

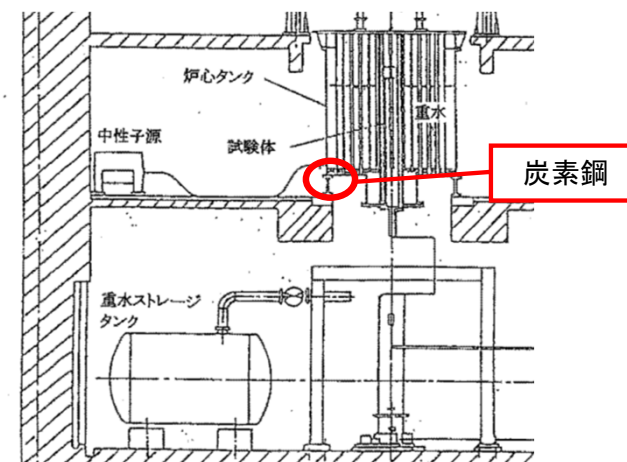
検討結果(DCA、炭素鋼)

- 不確かさを考慮した寄与率を評価し、核種を選定した。

不確かさを考慮した寄与率の評価結果(炭素鋼)

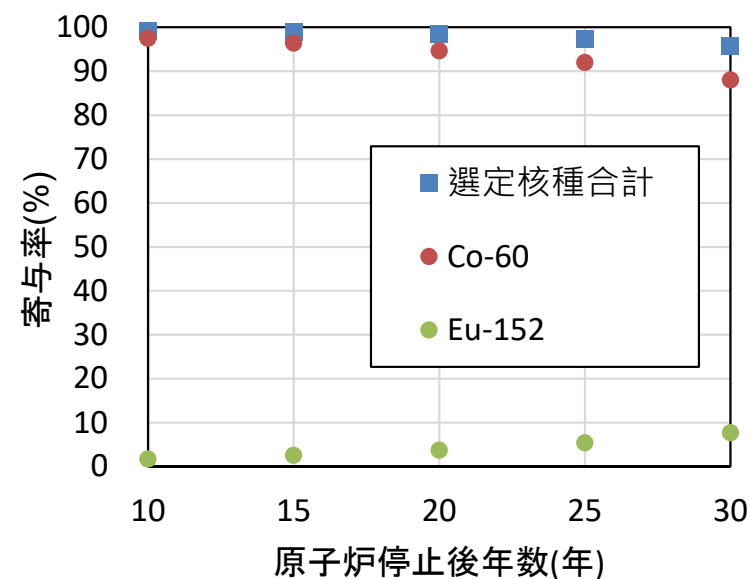
(原子炉停止後10年の評価値、寄与率0.1%未満の核種は省略)

核種	照射時間 考慮	+親元素 考慮	選定 核種	寄与率(%)	
				(参考)	⁶⁰ Coのみ選定、 停止後20年
Fe-55	0.05	0.16			0.04
Co-60	98.01	97.48	○		88.12
Ni-63	0.1	0.28			0.89
Zn-65	—	—			—
Cs-137	—	—			—
Eu-152	1.72	1.71	○		10.35
Eu-154	0.11	0.32			0.49
選定核種 合計	99.73	99.19			88.12



DCA炉室／重水系室

(図出典：JNC-TN9410-2001-011)



寄与率の経年推移

(値は運転履歴+親元素考慮のもの)

2. 2 サンプル測定による核種選定の流れ

- 計算パラメータ(親元素の組成や中性子スペクトル等)の設定が広範囲となり、核種を適切に絞り込めない場合は、サンプル測定による核種選定も検討する。

- ・ 「①予備評価」「③核種選定」は計算による核種選定と同様。

①予備評価

- ・ 汚染状況を踏まえた上で、生成する可能性のある核種の放射能濃度を評価。

- ・ 予備評価から、考慮する必要がない核種を確認する。
(例えば、D/Cが最も大きい核種と比較して、D/Cが1/1000未満であることが明らかな核種)

②サンプル分析

- ・ 保守的に評価できる領域から、代表性のあるサンプルを採取する。
- ・ その測定の不確かさを考慮し、核種を幅広く選定するように核種組成を評価。

- ・ 場所によって中性子スペクトルが変化することを考慮した上で、核種を幅広く選定する保守的なサンプリング領域を設定し、複数のサンプルを採取する。

③核種選定

- ・ 核種選定の式を満足するように核種を選定。

- ・ 上記の不確かさや減衰期間を考慮しても核種選定の式を満足するように核種を選定する。
- ・ なお、D/Cの最も大きい核種のD/Cが1/33以下であることが明らかであれば、その核種のみを選定する。

< 保守的に評価できるサンプリング領域の設定 >

- 親元素の組成が一様でも、場所によって中性子スペクトルが異なる場合、核種組成も変化する。
- よって、施設の構造等から熱中性子束の割合が小さい／大きいと想定される箇所をサンプリング領域に設定し、どの領域でも核種選定の式を満たすように核種を選定する。
 - ・ 例：炉心から対象物までの遮蔽物の厚さが最も小さい箇所／十分大きい箇所。
 - ・ 放射化放射能濃度が小さく測定が難しい場合などは、補助的に計算コードを使用して評価する。
 - ・ サンプリング領域の大きさは評価単位の大きさを目安に設定する。

< 代表性のあるサンプルの採取 >

- サンプリング領域の平均放射能濃度を評価するために複数のサンプルを採取する。
 - ・ 偏りなくサンプリングするため、“JIS K0060:1992 産業廃棄物のサンプリング方法”等に基づきサンプル位置を設定する。(ランダムサンプリングや系統サンプリング)
 - ・ 平均値及び不確かさの評価に必要なサンプル数を確保するため、“測定における不確かさの表現のガイド”(GUM)等に基づきサンプル数を設定する。(例えばサンプル数が10以上)
 - ・ コンクリートの場合は、セメント部分と骨材部分があるため、“JIS A1107:2012 コンクリートからのコアの採取方法及び圧縮強度試験方法”等に基づきサンプルが平均的な元素組成となるようにする。(粗骨材の最大寸法の3倍以上の直径のコアドリル等で採取し、粉碎・均一化するなど。)

- 複数サンプルの測定結果から、各核種の平均放射能濃度の95%信頼上限値/下限値を設定し、選定しようとする核種は下限値、その他の核種は上限値を用いて核種選定を行う。
- 上限値/下限値はGUMに基づいて不確かさを評価する等により設定する。

想定される不確かさの要因

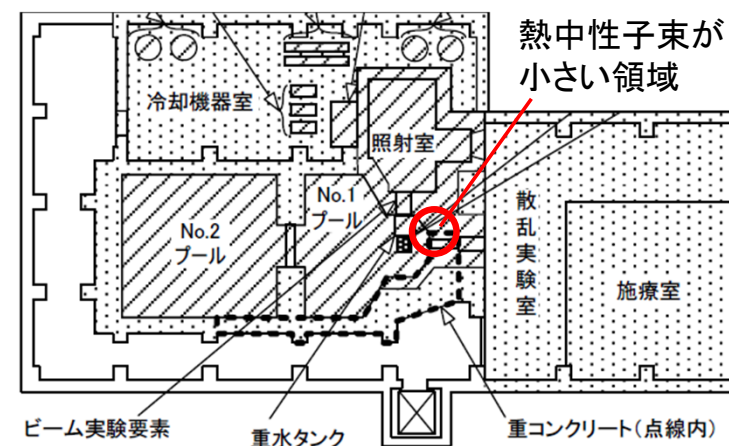
不確かさの要因	説明
放射線測定装置の性能	エネルギー分解能等の装置の性能や校正等の不確かさ
計数のばらつき	サンプル測定やBG測定の計数の放射性壊変のゆらぎ等に起因する不確かさ
重量測定装置の性能	重量計の性能や校正等の不確かさ
サンプリング	有限のサンプルから平均放射能濃度を評価することによる不確かさ

※JRR-4、DCAにおける具体的な評価方法は、実際にサンプル分析を行う際に決定する。

- サンプル測定による核種選定の方法を検討し、核種選定を行った。
 - 実際のサンプル測定は未実施のため、本検討では計算値を用いて仮評価している。

<サンプルの採取について>

- 対象物のコンクリートは、一部を除き、同時期の工事で打設されたものであり、その元素組成は一樣と考えられる。
- 熱中性子束が小さい領域として、炉心近傍のコンクリートから複数サンプルを採取し、放射能濃度を評価する。
(本検討では計算値を用いる。)
- 熱中性子束が大きい領域は、放射能濃度の測定が難しいため、炉心近傍の評価結果から、計算コードにより熱中性子束を10倍にした場合の寄与率を評価する。



JRR-4平面図(図出典:廃止措置実施方針(JRR-4))

<サンプル測定の不確かさについて>

- 10個以上のサンプルから平均放射能濃度とその不確かさを評価し、95%信頼上限値/下限値を設定する。(本検討では、一律に合成不確かさ u_c を30%、上限値/下限値を平均値 $\pm 50\%$ ($\approx 1.64u_c$)と仮定した。)

- 各領域で、不確かさを考慮した寄与率を評価し、どの領域でも核種選定の式を満たすように核種を選定した。

普通コンクリート(原子炉停止後10年)

寄与率(%)

核種	熱中性子束が 小さい領域	熱中性子束が 大きい領域	差	選定 核種
H-3	3.72	3.97	0.26	
C-14	0.38	0.40	0.02	
Co-60	20.90	17.43	-3.47	○
Cs-134	0.76	0.27	-0.49	
Ba-133	1.73	1.32	-0.41	
Eu-152	67.31	73.47	6.16	○
Eu-154	5.16	3.09	-2.07	○
選定核種 合計	93.37	93.99		

重コンクリート(原子炉停止後10年)

寄与率(%)

核種	熱中性子束が 小さい領域	熱中性子束が 大きい領域	差	選定 核種
H-3	1.15	0.89	-0.27	○
Mn-54	0.74	0.11	-0.64	
Co-60	63.99	55.78	-8.78	○
Cs-134	0.63	0.21	-0.14	
Ba-133	1.60	0.91	-0.24	
Eu-152	27.94	39.63	11.61	○
Eu-154	3.46	1.97	-1.54	○
選定核種 合計	97.28	98.39		

3. 代表サンプリング測定による評価単位の放射能濃度の評価方法

<検討方針>

- 汚染の状況が同様と考えられるクリアランス対象物については、一部の測定単位の放射能濃度に基づいて評価単位の放射能濃度を評価することを検討する。

<検討のポイント>

- サンプルを採取する場所(サンプリング領域)の設定方法。
- 代表性のあるサンプルを採取する方法。
- $\Sigma D/C$ が保守的に評価されるように、測定結果の不確かさを考慮する方法。

<検討ケース>

- ケース1: JRR-4建屋コンクリート
 - ・ 放射化汚染のみで、ライニング等により二次的な汚染がないと想定されるもの。
- ケース2: 閉鎖系統
 - ・ 冷却水循環系統など、二次的な汚染のある閉鎖系統のうち、放射化汚染がクリアランスレベルより十分に低いと想定されるもの。
- ケース3: 簡易測定の併用
 - ・ クリアランス対象物全数で特異な汚染が想定されないもので、全数を簡易測定した後に代表サンプルを選択して測定するケース。

3. 代表サンプリング測定の方法(ケース1)

<ケース1:JRR-4建屋コンクリート>

- 放射化汚染のみで、ライニング等により二次的な汚染がないと想定されるもの。

ライニングの状態確認・除去



※亀裂などがないことを確認できた場合

代表サンプルの設定/測定



$\Sigma D/C$ の評価

- ライニングに亀裂や穴などがいないかを綿密に確認し、写真等の記録を残しながら、ライニングを除去する。

- クリアランス対象物のうち、放射化汚染が最も大きいと想定される領域をサンプリング領域とする。
- サンプルの測定にあたっては「2. 2 サンプル測定による核種選定」と同様に代表性のあるサンプルを採取するものとし、サンプリング領域やサンプル数の妥当性は、あらかじめクリアランス申請で認可を受ける。
- 解体時には、認可を受けたサンプリング領域の解体物が識別できるようにする。

- 代表サンプルの測定結果から、2. 2と同様に評価単位の平均放射能濃度の95%信頼上限値を評価する。
- その上限値を用いて評価した $\Sigma(D_j/C_j)$ が1を超えないことを確認できた場合、残りの部分は測定しない。

3. 代表サンプリング測定の方法(ケース2)

<ケース2:閉鎖系統>

- 冷却水循環系統など、二次的な汚染のある閉鎖系統のうち、放射化汚染がクリアランスレベルより十分に低いと想定されるもの。

系統除染



代表サンプルの設定/測定



$\Sigma D/C$ の評価

- 系統除染を実施し、内表面の付着汚染を可能な限り低減する。

- 付着汚染を除去しづらいジョイント部やフランジ部などで、炉心により近い(放射化汚染がより大きい)領域をサンプリング領域とする。
- サンプルの測定にあたっては「2. 2 サンプル測定による核種選定」と同様に代表性のあるサンプルを採取するものとし、サンプリング領域やサンプル数の妥当性は、あらかじめクリアランス申請で認可を受ける。
- 解体時には、認可を受けたサンプリング領域の解体物が識別できるようにする。

- 代表サンプルの測定結果から、2. 2と同様に評価単位の平均放射能濃度の95%信頼上限値を評価する。
- その上限値を用いて評価した $\Sigma(D_j/C_j)$ が1を超えないことを確認できた場合、残りの部分は測定しない。

3. 代表サンプリング測定の方法(ケース3)

<ケース3:簡易測定の併用>

- ・ クリアランス対象物全数で特異な汚染が想定されないもので、全数を簡易測定した後に代表サンプルを選択して測定するケース。

汚染性状の確認/
全数の簡易測定



代表サンプルの設定/測定



$\Sigma D/C$ の評価

- ・ クリアランス対象物全数で、汚染状況や核種組成比などが概ね同じであることを評価し、クリアランス申請で認可を受ける。
- ・ 全数を簡易測定し、放射能濃度の均一性、特異な汚染がないことを確認する。(少なくとも、全ての測定単位において $\Sigma(D/C)$ が10を超えないことが確認できる精度の測定とする)

- ・ 簡易測定結果等から放射能濃度を保守的に測定できるサンプリング領域を選択し、代表サンプルの詳細な測定を実施する。
- ・ サンプルの測定にあたっては「2.2 サンプル測定による核種選定」と同様に代表性のあるサンプルを採取するものとし、サンプリング領域やサンプル数の妥当性は、あらかじめクリアランス申請で認可を受ける。

- ・ 代表サンプルの測定結果から、2.2と同様に評価単位の平均放射能濃度の95%信頼上限値を評価する。
- ・ その上限値を用いて評価した $\Sigma(D_j/C_j)$ が1を超えないことを確認できた場合、残りの部分は測定しない。

参考資料

参考1. 信頼区間と自由度について

- GUM附属書Gにおいて、広い分野で用いられている95%信頼区間を定めることができる条件として、下記が記載されている。

- ・ 測定量の推定値 y は、正規分布や長方形分布のような、適切に振る舞う確率分布によって記述可能な、十分な数の入力量の推定値 x_i から取得されている。
- ・ タイプAまたはタイプB評価から得られるこれらの推定値の標準不確かさ $u(x_i)$ が、測定結果 y の合成標準不確かさ $u_c(y)$ に、同程度寄与している。
- ・ 不確かさの伝播則に含まれる線形近似が適切である。
- ・ 有効自由度が十分大きい(例えば10以上である)ため、 $u_c(y)$ の不確かさがかなり小さい。



- ・ これらの状況下では、測定結果とその合成標準不確かさによる確率分布は、中心極限定理により、正規分布であると見なすことができる。
- ・ 有効自由度が十分大きいため、その合成標準不確かさは、その正規分布の標準偏差の信頼できる推定値と見なすことができる。
- ・ 包含係数 $k=2$ を採用し、 $U = 2u_c(y)$ が約95%の信頼水準を持つ区間であると推測できる。

- 3.1～3.6の不確かさの大きさを以下のように想定した。(JRR-4の例)

#	#3の不確かさの要因	想定される不確かさ	評価方法の例
3.1	炉心の中性子スペクトル	5%程度	実測値と計算値を比較。
3.2	炉心の種類	20%程度	複数の代表炉心の計算結果を比較。
3.3	構造材の形状	数%程度	図面の誤差等を想定。
3.4	計算位置	20%程度	計算結果から確認。
3.5	構造材の元素組成	30%程度	ふげん分析結果等から想定。
3.6	統計的計算 (モンテカルロ法の場合)	数%程度	計算結果から確認。

→これらの不確かさを裕度を持って包含するように、中性子スペクトルの各領域の変化幅を10倍(1000%)と設定した。

参考3. ^{17}N の崩壊に伴う中性子の影響評価

- 炉心からの直接線が炉水を通過した際に発生する、 ^{17}N の崩壊に伴う中性子線の比率を概算した。

< ^{17}N の崩壊に伴う中性子について >

- ・ 炉心で発生した高速中性子が炉水中の ^{17}O と反応し、 ^{17}N を生成。
- ・ ^{17}N は半減期4.2秒で β 崩壊し、95%の確率で中性子を1つ放出。

^{17}N の β 崩壊で発生する中性子

エネルギー (keV)	発生割合 (%)
387	35.8
886.3	0.5
1163	47.6
1690.3	7.01

出典:IAEA Live Chart of Nuclides

< 炉心からの直接線と ^{17}N 崩壊中性子の比較 >

- ・ 概算結果から、直接線の中性子数を1としたとき、 ^{17}N 崩壊中性子の発生数は0.0001以下となり、直接線の中性子束の不確かさよりも十分小さく、考慮不要である。

^{17}N 崩壊中性子の発生数の概算

項目	値	備考
炉水1cm ³ あたりの ^{17}O 数	1.3E+19個/cm ³	^{17}O の存在比は0.000381とした。
$^{17}\text{O}(n,p)^{17}\text{N}$ の反応断面積	7E-26cm ²	JEFF-3.0より。9MeV以下の断面積は0であるが、保守的にすべての中性子が0.07barnで反応するとした。
炉水の厚さ	300cm	DCA炉心の直径を参考に設定。
中性子の線減弱係数	17.4cm	ICRP Publication 21より。14-15MeV中性子の水中での値。
^{17}N の生成数	0.000015	直接線の中性子を1とする。

参考4. 原子炉運転履歴(JRR-4)

年度	積算 熱出力 (kWh)	最大熱出力 換算 稼働率*1	換算 運転日数 (Days)*2	年度	積算 熱出力 (kWh)	最大熱出力 換算 稼働率*1	換算 運転日数 (Days)*2
S40	237,819	0.00775	2.83	H1	2,321,147	0.07565	27.63
S41	718,344	0.02341	8.55	H2	2,576,900	0.08399	30.68
S42	985,276	0.03211	11.73	H3	2,827,596	0.09216	33.66
S43	716,979	0.02337	8.54	H4	2,827,609	0.09216	33.66
S44	844,811	0.02754	10.06	H5	1,656,797	0.05400	19.72
S45	1,074,699	0.03503	12.79	H6	2,174,758	0.07088	25.89
S46	1,404,586	0.04578	16.72	H7	1,783,044	0.05812	21.23
S47	1,464,350	0.04773	17.43	H8	0	0.00000	0.00
S48	1,196,645	0.03900	14.25	H9	0	0.00000	0.00
S49	1,775,125	0.05786	21.13	H10	1,032,715	0.03366	12.29
S50	1,123,148	0.03661	13.37	H11	1,673,533	0.05455	19.92
S51	1,612,635	0.05256	19.20	H12	2,589,841	0.08441	30.83
S52	2,477,781	0.08076	29.50	H13	2,612,525	0.08515	31.10
S53	2,578,154	0.08403	30.69	H14	2,268,034	0.07392	27.00
S54	2,566,129	0.08364	30.55	H15	2,364,980	0.07708	28.15
S55	2,027,342	0.06608	24.14	H16	1,960,897	0.06391	23.34
S56	2,256,695	0.07355	26.87	H17	1,874,132	0.06108	22.31
S57	2,506,519	0.08170	29.84	H18	1,720,703	0.05608	20.48
S58	2,260,023	0.07366	26.91	H19	970,139	0.03162	11.55
S59	2,331,259	0.07598	27.75	H20	0	0.00000	0.00
S60	2,505,486	0.08166	29.83	H21	254,819	0.00831	3.03
S61	2,688,237	0.08762	32.00	H22	1,505,900	0.04908	17.93
S62	2,757,612	0.08988	32.83	合 計	79,534,282	2.59230	946.84
S63	2,428,559	0.07916	28.91				

*1 運転初期では最大熱出力が2.5MW、その後、最大熱出力を3.5MWへ増大させているが、最大熱出力換算稼働率は3.5MWで統一して換算した。

*2 換算運転日数は、最大熱出力3.5MW運転に相当する実効的な運転日数である。

参考5. 元素組成データ(JRR-4)

組成(wt%)、密度(g/cm³)

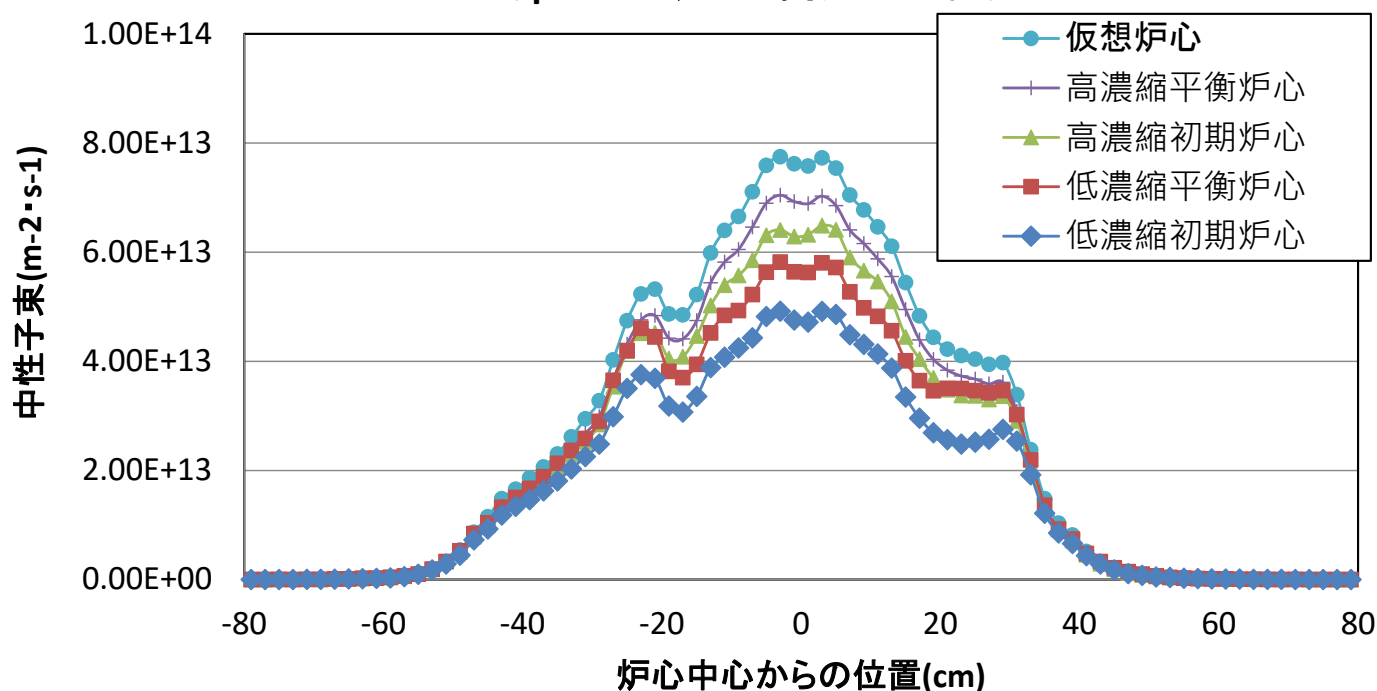
元素	重コン クリート	普通コン クリート
H-1	4.8×10^{-1}	5.6×10^{-1}
H-2	5.5×10^{-5}	8.4×10^{-5}
Li	2.0×10^{-3}	2.0×10^{-3}
Be	—	—
B	1.2×10^0	—
C	3.2×10^{-1}	—
N	1.2×10^{-2}	1.2×10^{-2}
O	3.2×10^1	5.0×10^1
F	—	—
Na	7.4×10^{-1}	1.7×10^0
Mg	6.7×10^{-2}	2.4×10^{-1}
Al	1.8×10^{-1}	4.6×10^0
Si	2.9×10^0	3.2×10^1
P	—	—
S	2.0×10^0	1.2×10^{-1}
Cl	4.5×10^{-3}	4.5×10^{-3}
K	7.5×10^{-1}	1.9×10^0
Ca	4.0×10^0	8.3×10^0
Sc	6.5×10^{-4}	6.5×10^{-4}
Ti	7.0×10^{-1}	2.1×10^{-1}

元素	重コン クリート	普通コン クリート
Cr	1.3×10^{-1}	1.1×10^{-2}
Mn	9.4×10^{-1}	3.8×10^{-2}
Fe	5.9×10^1	1.2×10^0
Co	5.0×10^{-3}	9.8×10^{-4}
Ni	1.1×10^{-1}	3.8×10^{-3}
Cu	—	—
Zn	7.5×10^{-3}	7.5×10^{-3}
Nb	4.3×10^{-4}	4.3×10^{-4}
Mo	2.2×10^{-2}	1.0×10^{-3}
Ag	4.2×10^{-4}	2.0×10^{-5}
Cd	—	—
Sn	7.0×10^{-4}	7.0×10^{-4}
Cs	1.3×10^{-4}	1.3×10^{-4}
Ba	9.5×10^{-2}	9.5×10^{-2}
Sm	2.0×10^{-4}	2.0×10^{-4}
Eu	6.0×10^{-5}	6.0×10^{-5}
Ho	9.0×10^{-5}	9.0×10^{-5}
Hf	2.2×10^{-4}	2.2×10^{-4}
W	1.5×10^{-3}	1.4×10^{-4}
密度	3.8×10^0	2.4×10^0

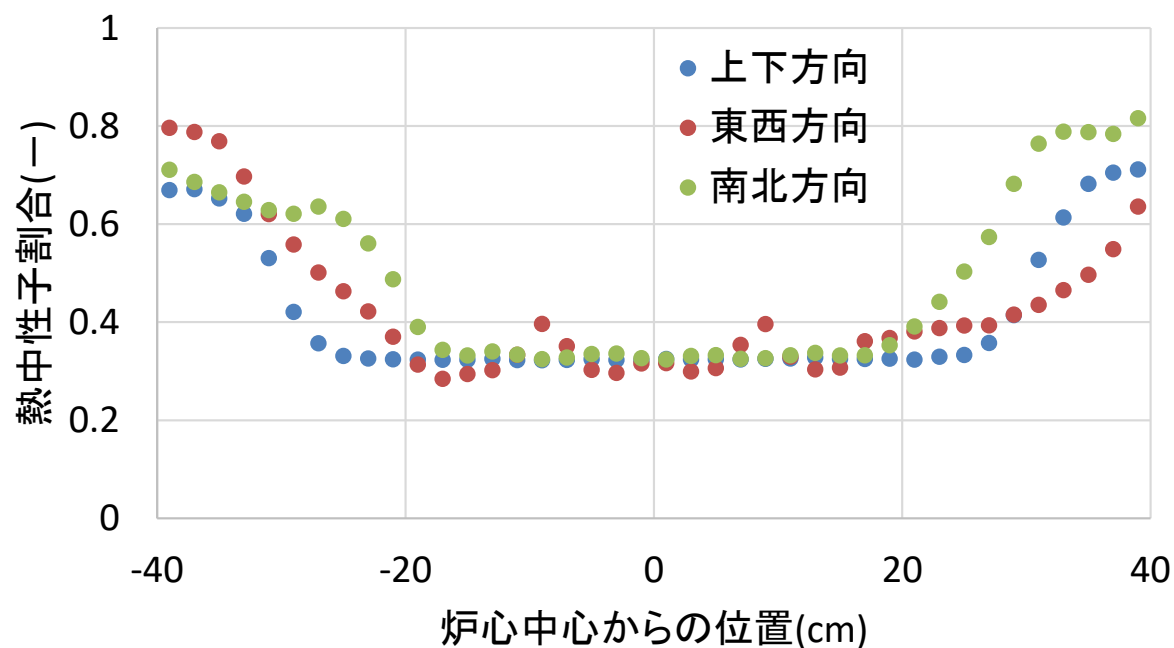
参考6. 炉心の中性子スペクトルの設定(JRR-4)

- JRR-4は高濃縮燃料と低濃縮燃料を使用しており、高濃縮炉心では最大約12%、低濃縮炉心では最大約14%まで燃焼させている。
- これらの要因により中性子束の空間分布が変化するが、放射化計算を実施するには、代表的な炉心を一つ設定することが望ましい。
- そのため、①低濃縮初期炉心、②低濃縮平衡炉心、③高濃縮初期炉心、④高濃縮平衡炉心について、炉心中心からXYZ方向の3群中性子束空間分布を計算し、これら全てに保守的となる仮想炉心(④にスクラム値の出力(1.1倍)を用いたもの)を設定した。

各炉心での中性子束の空間分布
($\phi E < 5E-7$ 、北 $\leftrightarrow$ 南方向の例)



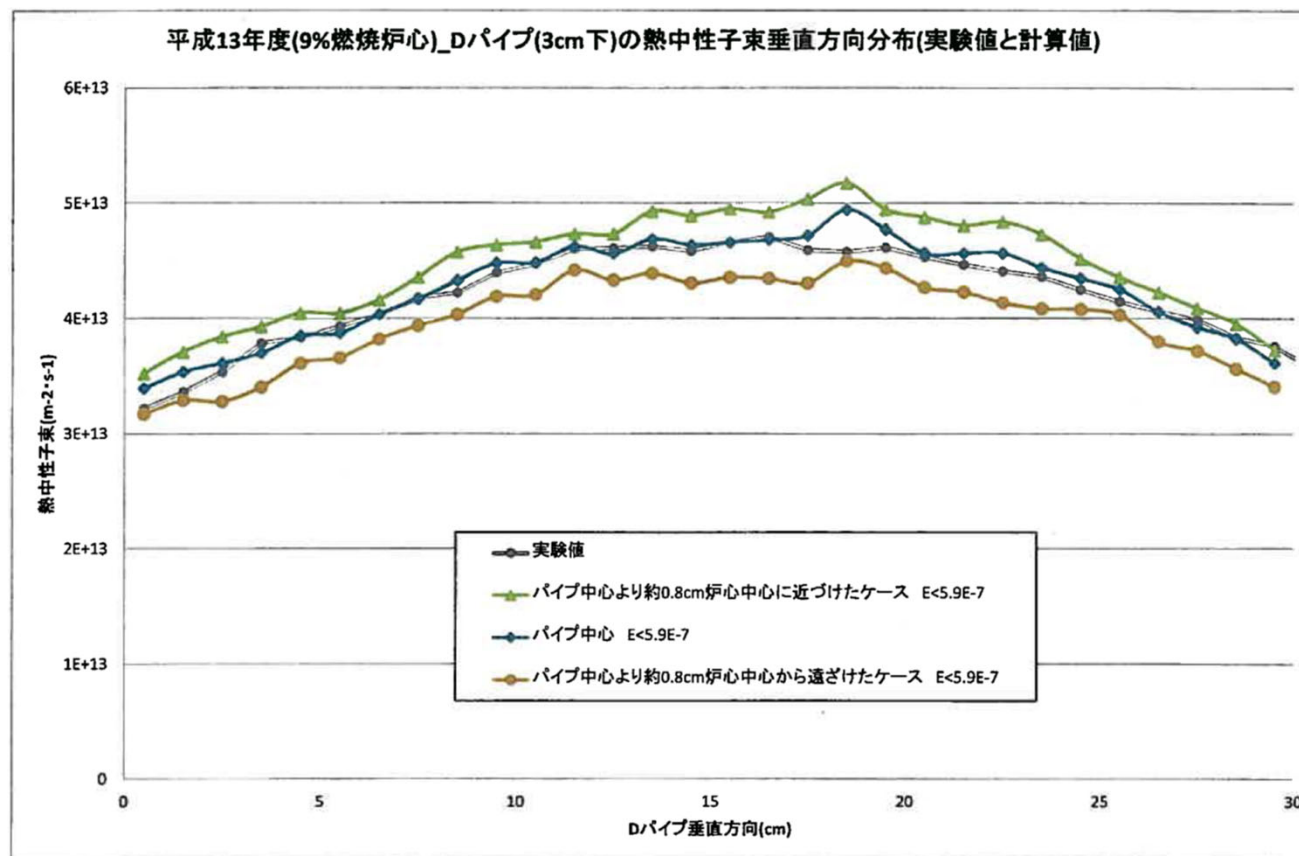
- 計算(MCNP-5)により、炉心からの位置と、熱中性子束の割合の関係を確認した。
- 位置が炉心から離れると熱中性子束の割合は速やかに増加



熱中性子束の割合の空間分布(仮想炉心)

● 炉心周辺での熱中性子束の実測値と計算値を比較した。

- 20%濃縮ウラン燃料の初期炉心(平成10年度)と9%燃焼炉心(平成13年度)について、炉心周辺(Sパイプ/Dパイプ/Nパイプ)での熱中性子束を実測し、MCNP5+JENDL3.3の計算値と比較した。
- 計算値と実測値の差は5%程度の範囲であった。



Dパイプの熱中性子束分布(垂直方向)の測定結果と計算結果の比較(9%燃焼炉心)

参考9. 原子炉運転履歴(DCA)

年 度	運転時間		積算熱出力
	時間	分	[Wh]
昭和 44	56	50	15.011
45	807	33	22793.722
46	623	34	41141.246
47	647	27	35950.893
48	630	21	28821.111
49	270	29	40867.242
50	232	47	39162.028
51	326	23	29308.674
52	153	1	21098.432
53	249	7	27608.626
54	176	9	28966.275
55	197	7	29460.805
56	186	48	30758.535
57	237	52	16727.080
58	234	49	12860.629
59	132	0	18905.265
60	225	29	13855.937
61	117	31	25875.709
62	94	58	10054.639
63	180	21	13764.603
平成 元年	124	2	7891.240
2	172	55	17037.082
3	138	43	13417.818
4	212	38	4726.131
5	137	5	2597.594
6	156	20	8526.482
7	238	20	4313.543
8	198	42	3467.387
9	130	59	5303.939
10	51	37	2517.277
11	95	13	1881.289
12	29	54	2427.604
13	89	1	5291.888
合 計	7556	5	567395.736

参考10. 元素組成データ(DCA)

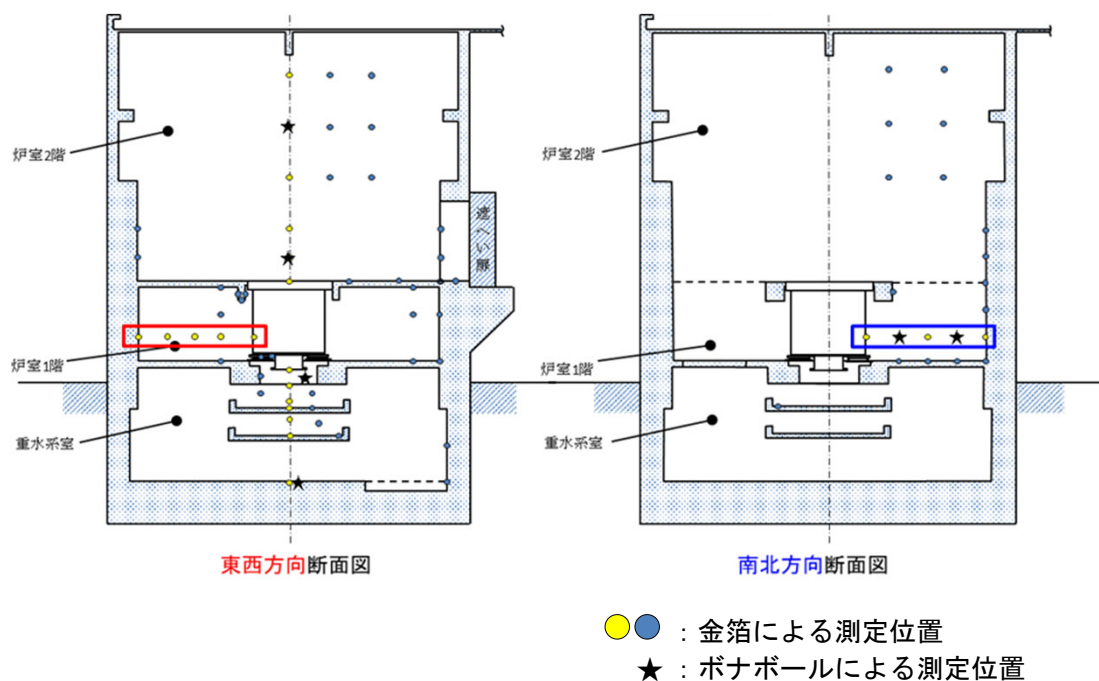
(wt%)

材質 密度 (g/cm ³)	アルミニウム 2.70	炭素鋼 7.85
H	—	—
Li	—	3.00×10^{-5}
B	5.57×10^{-4}	—
C	—	2.50×10^{-1}
N	—	8.40×10^{-5}
O	—	—
Na	—	2.30×10^{-3}
Mg	2.54×10^0	—
Al	9.68×10^1	3.30×10^{-2}
Si	1.08×10^{-1}	1.64×10^{-1}
P	—	3.50×10^{-2}
S	—	4.00×10^{-2}
Cl	—	4.00×10^{-5}
K	—	1.20×10^{-3}
Ca	—	1.40×10^{-3}
Sc	6.46×10^{-6}	2.60×10^{-5}
Ti	3.75×10^{-2}	2.00×10^{-4}
V	—	8.00×10^{-3}
Cr	1.98×10^{-1}	1.70×10^{-1}
Mn	2.92×10^{-2}	1.02×10^0
Fe	2.74×10^{-1}	9.80×10^1
Co	1.62×10^{-4}	1.22×10^{-2}
Ni	—	6.60×10^{-1}
Cu	2.92×10^{-2}	1.27×10^{-1}
Zn	3.08×10^{-2}	1.00×10^{-2}
Ga	8.88×10^{-3}	8.00×10^{-3}
As	—	5.32×10^{-2}
Se	—	7.00×10^{-5}
Br	—	8.50×10^{-5}

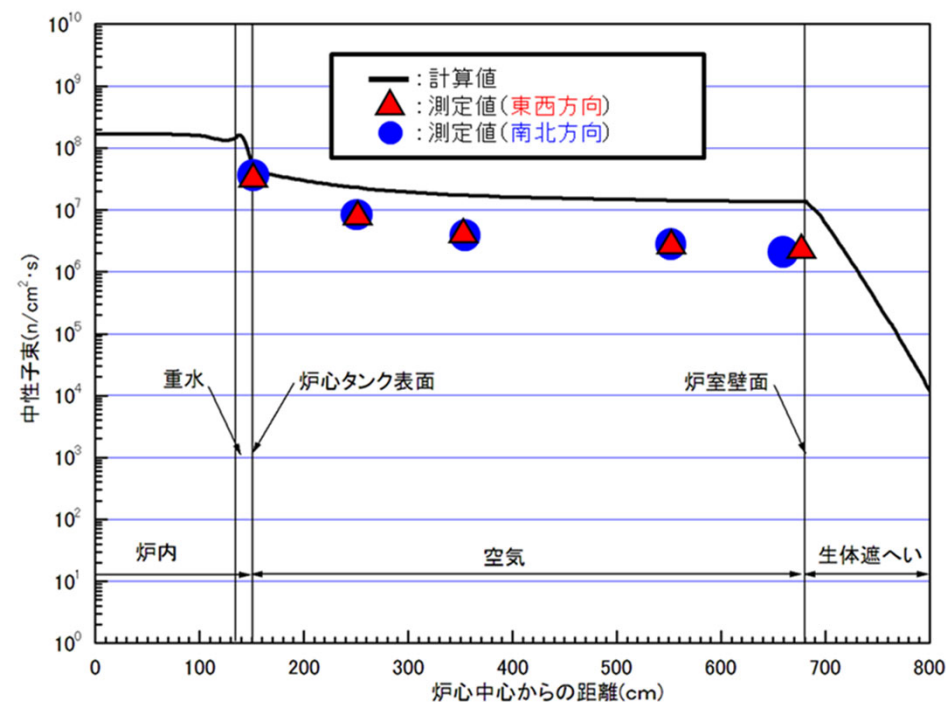
材質 密度 (g/cm ³)	アルミニウム 2.70	炭素鋼 7.85
Rb	—	4.80×10^{-3}
Sr	—	1.50×10^{-5}
Y	—	2.00×10^{-3}
Zr	—	1.00×10^{-3}
Nb	—	1.88×10^{-3}
Mo	—	5.60×10^{-5}
Pd	—	—
Ag	—	2.00×10^{-4}
Cd	1.71×10^{-4}	—
Sn	3.12×10^{-3}	—
Sb	2.40×10^{-4}	1.10×10^{-3}
Cs	—	2.00×10^{-5}
Ba	—	2.73×10^{-2}
La	4.30×10^{-5}	1.00×10^{-3}
Ce	—	1.00×10^{-4}
Sm	—	1.70×10^{-6}
Eu	—	3.10×10^{-6}
Tb	—	4.50×10^{-5}
Dy	—	—
Ho	—	8.00×10^{-5}
Yb	—	1.00×10^{-4}
Lu	—	2.00×10^{-5}
Hf	8.61×10^{-5}	2.10×10^{-5}
Ta	—	1.30×10^{-5}
W	—	5.50×10^{-4}
Pb	—	8.20×10^{-2}
Th	—	1.80×10^{-5}
U	1.85×10^{-4}	2.00×10^{-5}

○計算結果と実測値の比較(中性子束)

- 放射化箔(金箔)による熱中性子束の測定、ボナボールによる中性子エネルギースペクトルの測定を実施(平成11~13年度)し、中性子束の実測値を得た。



中性子束の測定位置



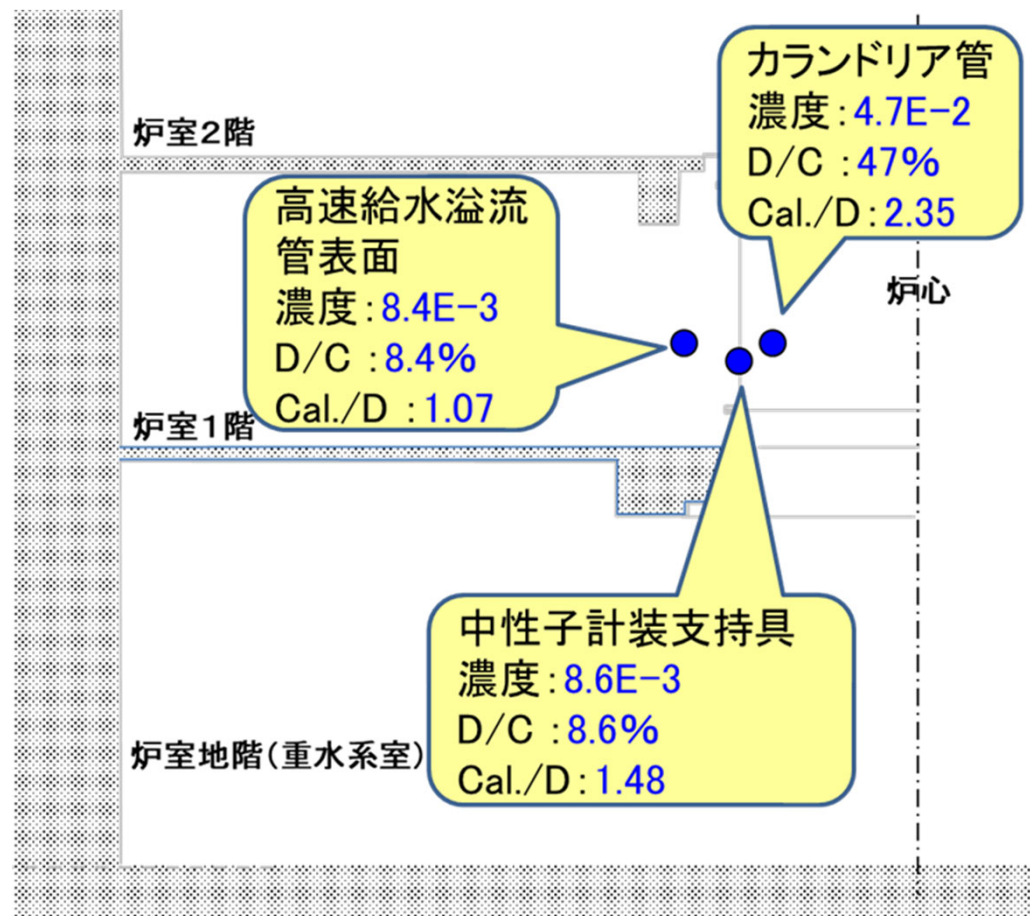
DOT3.5による中性子束の計算値と
金箔及びボナボールによる中性子束の実測値との比較

○計算結果と実測値の比較(放射能濃度)

- 測定方法
 - 測定装置、サンプリング方法など



サンプリング箇所(原子炉容器)



アルミニウムのCo-60放射能濃度の計算値とサンプリングによる実測値との比較

- 計算値と実測値の誤差は1倍～2.35倍程度の範囲であった。

	JRR-4	DCA
中性子 輸送計算	MCNP5 • 乱数を使って確率論的に解く型（モンテカルロ法）。 • 計算機的能力があれば、統計数を増やすことで精度のよい計算が可能。 • 3次元形状まで対応。 →複雑な形状の入力や医療照射など精度の要求される計算にも使用される。	DOT3.5 • 空間を有限個に分割して微分積分方程式を解く型（決定論的手法）。 • 計算の負荷が小さい。 • 2次元形状（円柱座標や平面）まで対応 →原子炉は円柱でモデル化しやすく、多く使用される。過去の実績が豊富。
放射化 計算	ORIGEN-S • 200群の中性子スペクトルから、1群実効断面積を算出して放射化計算を行うことが可能。（代表的な炉については評価済みの1群実効断面積が付属。）	ORIGEN-79 • 代表的な炉型について、評価済みの断面積が付属しており、中性子スペクトルに応じて3群の係数を入力して放射化計算を行うことが可能。