

(19)日本国特許庁(JP)

(12)特許公報(B2)

(11)特許番号
特許第7635173号
(P7635173)

(45)発行日 令和7年2月25日(2025.2.25)

(24)登録日 令和7年2月14日(2025.2.14)

(51)国際特許分類

F I

G 2 1 C 17/00 (2006.01)

G 2 1 C 17/00 5 0 0

G 2 1 C 17/00 4 0 0

請求項の数 6 (全10頁)

(21)出願番号	特願2022-48537(P2022-48537)	(73)特許権者	317015294
(22)出願日	令和4年3月24日(2022.3.24)		東芝エネルギーシステムズ株式会社
(65)公開番号	特開2023-141942(P2023-141942 A)	(73)特許権者	000230733
(43)公開日	令和5年10月5日(2023.10.5)		日本核燃料開発株式会社
審査請求日	令和6年6月5日(2024.6.5)		茨城県東茨城郡大洗町成田町 2 1 6 3 番地
		(74)代理人	110001092
			弁理士法人サクラ国際特許事務所
		(72)発明者	大友 康平
			神奈川県川崎市幸区堀川町 7 2 番地 3 4
			東芝エネルギーシステムズ株式会社内
		(72)発明者	田中 重彰
			神奈川県川崎市幸区堀川町 7 2 番地 3 4
			東芝エネルギーシステムズ株式会社内
			最終頁に続く

(54)【発明の名称】 中性子照射量の評価方法

(57)【特許請求の範囲】

【請求項 1】

原子力プラントの中性子照射を受けた材料から試料を採取する採取工程と、
前記試料を溶解して溶解液とする溶解工程と、
前記溶解液中の N b 元素濃度と M o 元素濃度を測定する元素濃度測定工程と、
前記溶解液中の N b と M o とを分離する分離工程と、
前記分離工程で分離した N b 中の ^{93m}Nb の放射能及び前記分離工程で分離した M o 中の ^{93}Mo の放射能を測定する放射能測定工程と、
前記元素濃度測定工程の測定結果と、前記放射能測定工程の測定結果とから、 ^{93m}Nb に対して、N b と M o の寄与の割合を推定し、 ^{93m}Nb の放射能の測定値より、 ^{92}Mo より生成した ^{93m}Nb の放射能を差し引き、試料採取箇所の中性子束を推定する中性子束推定工程と、
を具備したことを特徴とする中性子照射量の評価方法。

【請求項 2】

前記中性子束推定工程の推定結果を元に、前記試料の採取箇所の中性子照射量の実測値を評価する中性子照射量評価工程を具備したことを特徴とする請求項 1 に記載の中性子照射量の評価方法。

【請求項 3】

前記分離工程の後、N b 及び M o の回収率評価を行う工程を具備したことを特徴とする請求項 1 又は 2 に記載の中性子照射量の評価方法。

【請求項 4】

前記分離工程の後、Nbの沈殿試料及びMoの沈殿試料を作製し、前記放射能測定工程を実施することを特徴とする請求項 1 乃至 3 の何れか 1 項に記載の中性子照射量の評価方法。

【請求項 5】

前記Nbの沈殿試料及び前記Moの沈殿試料の回収率評価を行う工程を具備したことを特徴とする請求項 4 に記載の中性子照射量の評価方法。

【請求項 6】

中性子照射の終了後に ^{93}Mo の崩壊により生成する $^{93\text{m}}\text{Nb}$ 、および $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の崩壊により生成する ^{93}Nb が、 ^{93}Nb の中性子照射前の初期の元素濃度を推定する際に及ぼす影響を評価し、 ^{93}Nb の中性子照射前の初期値を導出することを特徴とする請求項 1 乃至 5 の何れか 1 項に記載の中性子照射量の評価方法。

10

【発明の詳細な説明】

【技術分野】

【0001】

本発明の実施形態は、中性子照射量の評価方法に関する。

【背景技術】

【0002】

原子炉の高経年化が進み、中性子照射の影響による材料劣化事象に対する技術評価が現実の問題として求められている。特に原子炉に装荷された燃料集合体に近い上部格子板等の構造物は、中性子照射により誘起される材料中の亀裂の発生、進展を評価する必要があるが、現在の高速中性子束の評価は解析値を用いており、より精度良く評価するためには実機構造物の中性子束の実測値が必要である。

20

【0003】

また、2011年の震災以降の原子炉は長期間に渡り稼働を停止しており、中性子照射量を実測するためには、10年以上の年数経過においても放射エネルギーの定量が可能な核種を選定する必要がある。

【0004】

^{93}Nb から高速中性子による非弾性散乱（生成式： $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}$ ）により生成される $^{93\text{m}}\text{Nb}$ は、半減期が16.13年と比較的長く、原子炉内に装荷された燃料より産出される高速中性子により核種変換する元素であるため、高速中性子束を実測評価の際の分析対象として利用されている。これまで、Nb濃度が既知のNbドシメータワイヤーを分析評価することで、原子炉内に装荷された材料の中性子照射量を実測することを可能にする手法開発などが行われてきた（例えば特許文献1）。

30

【0005】

しかし、原子炉の構造物に使用されているステンレス鋼の中性子照射量等を調査しようとした場合は元素の初期値が不明なため、対象元素の初期値を推定する手法の構築が必要となる。

【0006】

このような場合に中性子照射量を測定する手法は、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射エネルギー及び ^{93}Nb の核種変換を起こす前の元素濃度を推定することで、原子炉運転期間中の高速中性子束を導出するというものである。

40

【0007】

しかし、ステンレス鋼中の ^{93}Nb の濃度はppmオーダーと非常に小さく、微量元素分析技術が必要となる。また、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ は、 $^{92}\text{Mo}(n, \gamma)^{93}\text{Mo}$ 、 ^{93}Mo の軌道電子捕獲崩壊によっても生成されることが既知であり、 ^{92}Mo は、天然に存在するMoの同位体で、Moは原子炉のステンレス鋼中に約2%程度含まれる元素である。そのため、 ^{93}Nb から生成される $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射エネルギーを測定する際は、 ^{92}Mo から生成される $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射エネルギーの影響を排除する必要がある。なお、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ は崩壊により ^{93}Nb を生成する。

50

【先行技術文献】

【特許文献】

【0008】

【文献】特許登録第3845638号公報

【発明の概要】

【発明が解決しようとする課題】

【0009】

上記のように従来は、震災以降、長期間停止している原子炉等の中性子照射量の実測が困難な実機構造物においては、高経年化評価に使用する中性子照射量は解析値を使用しており、中性子照射量の影響評価は維持規格にて記載された過度に保守的な評価手法を適用している。また、原子炉の中性子照射量を評価する際に、半減期が長く、ステンレス鋼中に含まれている微量の ^{93}Nb から生成される $^{93\text{m}}\text{Nb}$ は高速中性子束の評価対象の核種として有用ではあるが、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の複数ある生成機構のうち、 ^{93}Mo 由来の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の影響を排除する手法は確立されていない。

10

【0010】

本発明は、係る従来の事情に対処してなされたものであり、長期停止中の実機プラントのステンレス鋼部材を用いて中性子照射量を実測することができ、中性子照射量影響評価を精度良く行うことのできる中性子照射量の評価方法を提供することを目的とする。

【課題を解決するための手段】

【0011】

20

実施形態に係る中性子照射量の評価方法は、原子力プラントの中性子照射を受けた材料から試料を採取する採取工程と、前記試料を溶解して溶解液とする溶解工程と、前記溶解液中のNb元素濃度とMo元素濃度を測定する元素濃度測定工程と、前記溶解液中のNbとMoとを分離する分離工程と、前記分離工程で分離したNb中の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射能及び前記分離工程で分離したMo中の ^{93}Mo の放射能を測定する放射能測定工程と、前記元素濃度測定工程の測定結果と、前記放射能測定工程の測定結果とから、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ に対して、NbとMoの寄与の割合を推定し、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射能の測定値より、 ^{92}Mo より生成した $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の放射能を差し引き、試料採取箇所の中性子束を推定する中性子束推定工程と、を具備したことを特徴とする。

【発明の効果】

30

【0012】

本発明の実施形態によれば、長期停止中の実機プラントのステンレス鋼部材を用いて中性子照射量を実測することができ、中性子照射量影響評価を精度良く行うことのできる中性子照射量の評価方法を提供することができる。

【図面の簡単な説明】

【0013】

【図1】第1実施形態に係る中性子照射量の評価方法の手順を模式的に示す工程図。

【図2】第1実施形態における試料の秤量及び溶解の概略を示す概略工程図。

【図3】第1実施形態における溶解液分離の概略を示す概略工程図。

【図4】第1実施形態における高速中性子束の実測値を元に解析値を補正する手法を説明するための図。

40

【図5】第1実施形態における解析値の補正結果を元に照射誘起応力腐食割れ評価を改善する手法を説明するための図。

【発明を実施するための形態】

【0014】

以下、実施形態に係る中性子照射量の評価方法の詳細を、図面を参照して説明する。

【0015】

本実施形態は、原子炉に装荷された燃料より中性子照射を受けるステンレス鋼部材において、震災以降長期間停止した場合においても、微量元素濃度分析と放射化核種の放射能により高速中性子束を実測することができる手法の確立を目的とする。

50

【 0 0 1 6 】

原子炉内のステンレス鋼部材に含まれる微量元素であるNb濃度、及び、長期停止した原子炉の照射量評価において有用である ^{93m}Nb の放射エネルギーを測定する。ステンレス鋼のような ^{93}Nb 含有量がppmオーダーの材料においても誘導結合プラズマ質量分析装置や誘導結合プラズマ発光分光分析装置を用いることにより、Nb濃度を測定することが可能である。 ^{93m}Nb の放射エネルギー及び ^{93}Nb の濃度を定量した上で、 ^{92}Mo 由来の ^{93m}Nb の放射エネルギーを除外し、 ^{93}Nb から生成した ^{93m}Nb より高速中性子束を推定し、中性子照射量を求める。

【 0 0 1 7 】

(第1実施形態)

第1実施形態に係るステンレス鋼を用いた中性子照射量評価方法の手順の一例を図1に示す。また、図2に試料の秤量及び溶解の概略工程図を示す。図2に示すように、まず照射を受けたステンレス鋼1から試料2を採取する。試料2を秤量し、テフロン(登録商標)ピーカ3に入れ、塩酸4、硝酸5、フッ酸6を加えて加熱溶解する(図1のステップ11)。加熱溶解終了後の溶解液7を質量既知の容器8に回収し、テフロン(登録商標)ピーカ3を純水で洗浄することで出来る洗浄液も容器に回収し、溶解液7と合させる。質量既知の容器8に入った溶解液7の質量測定を行う。

【 0 0 1 8 】

溶解液7を希釈した溶解液9を対象に、ステンレス鋼中のNb濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置等により測定する。誘導結合プラズマ質量分析装置で測定する際にはマトリックス干渉等の影響を排除するため、金属元素の濃度を100ppm以下になるよう希釈する。溶解液の希釈には2%硝酸等を用いて希釈し、希釈倍率は正確に把握する。Nbの定量は検量線法や内標準法により行う。ステンレス鋼のNb濃度は(希釈した溶解液中のNb濃度×希釈倍率×溶解液量/試料量)で求められる。同様に、希釈した溶解液9を用いてステンレス鋼中のMoの元素分析を、同一の測定装置を使用して実施する(図1のステップ12)。

【 0 0 1 9 】

溶解液7を対象にステンレス鋼中の ^{93m}Nb の放射エネルギーを測定する(図1のステップ15)。また、Mo由来の ^{93m}Nb を評価するために ^{93}Mo の放射エネルギーについても測定する(図1のステップ16)。放射能測定は、化学分離(図1のステップ13)を行った後実施する。

【 0 0 2 0 】

図3に化学分離操作の概略工程図を示す。溶解液の全量又は一部を2mol/lのフッ酸に調製し、陰イオン交換樹脂に通液する。この際、Mo、Nbが樹脂に吸着する。つづいて、陰イオン交換樹脂に8mol/lフッ酸と4mol/l塩酸の混合液を通液することでMoを溶離・回収する。

【 0 0 2 1 】

その後、陰イオン交換樹脂に1mol/l塩酸を通液することで、Nbを溶離・回収する。Mo回収溶液及びNb回収溶液の蒸発乾固後、再度溶解し、Mo溶解液とNb溶解液を作製した上で、MoとNbの回収率評価1を実施する(図1のステップ14)。この際、MoやNbの測定には、誘導結合プラズマ質量分析装置や誘導結合プラズマ発光分光分析装置などが適している。

【 0 0 2 2 】

回収率評価とは、化学分離の前後での元素の質量の変化を割合で評価する工程である。Mo溶解液、Nb溶解液をそれぞれ分取し、ランタン及びアンモニア水を添加し、水酸化ランタンを沈殿させる。この時、Mo溶解液ではMoがろ液側に残存し、線量の高い核種や同じ放射線エネルギーを有する核種が水酸化ランタンとともに沈殿する。

【 0 0 2 3 】

水酸化ランタン沈殿後のMo溶解液についてろ過を行い、Moを含むろ液を回収する。ろ液を対象にMoの沈殿操作を行うことでMoの沈殿物を取得する。その際、Moの沈殿

10

20

30

40

50

操作に最低限必要な Mo 量の制約がある場合には、Mo 溶液に対して所定量の Mo を添加した後、沈殿操作を行う。Nb 溶解液では、Nb がランタンとともに沈殿する。

【0024】

Mo 沈殿試料、Nb 沈殿試料を用いて ^{93}mNb と ^{93}Mo の放射能測定（図1のステップ15、16）及びNbとMoの回収率評価2（図1のステップ17、18）を実施する。放射能測定は、 ^{93}mNb と ^{93}Mo が放出する X 線を測定するため、低エネルギー光子測定用の Ge 半導体検出器が適している。また、沈殿試料の回収率評価2は、例えば、蛍光 X 線分析装置により沈殿試料中の元素を定量することで評価する。定量は検量線法により行う。

【0025】

試料中の放射能量は、

（沈殿試料中の放射能量）/

（（分離供試割合）×（イオン交換回収率）×（測定供試割合）×（沈殿回収率））

である。

ここで、分離供試割合は、溶解液から陰イオン交換樹脂を用いた化学分離に供した溶解液の割合。イオン交換回収率は、元素濃度分析と回収率評価1の比率より得られる元素の質量比である。測定供試割合は、回収溶液から測定に供した溶液の割合である。沈殿回収率は、沈殿操作に供した溶液中に含まれる元素の質量と沈殿試料中の元素の質量の比率である。

【0026】

^{93}mNb の放射能量測定値より、 ^{92}Mo より生成した ^{93}mNb の放射能量を差し引くことで、 ^{93}Nb より生成した ^{93}mNb の放射能量のみが導出される。運転期間中の ^{92}Mo からの ^{93}mNb の生成量を $N_{\text{Nb}93\text{m}}$ 、 ^{93}Mo の生成量を $N_{\text{Mo}93\text{m}}$ 、運転期間（照射時間）を t とすると以下の式で表せる。

$$N_{\text{Nb}93\text{m}} = \lambda_1 \lambda_2 N_1 \left[\{ e^{-\lambda_1 t} / (\lambda_2 - \lambda_1) (\lambda_3 - \lambda_1) \} + \{ e^{-\lambda_2 t} / (\lambda_1 - \lambda_2) (\lambda_3 - \lambda_2) \} + \{ e^{-\lambda_3 t} / (\lambda_1 - \lambda_3) (\lambda_2 - \lambda_3) \} \right]$$

$$N_{\text{Mo}93\text{m}} = \lambda_1 N_1 \left[\{ e^{-\lambda_1 t} / (\lambda_2 - \lambda_1) \} + \{ e^{-\lambda_2 t} / (\lambda_1 - \lambda_2) \} \right]$$

【0027】

式中の定数 λ_i は以下のとおりである。

$$\lambda_1 = \sigma_{92\text{Mo}/93\text{Mo}} \times \varphi_{\text{th}}$$

$$\lambda_2 = \lambda_{\text{Mo}93}$$

$$\lambda_3 = \lambda_{\text{Nb}93\text{m}}$$

N_1 は ^{92}Mo の初期の原子数、 $\sigma_{92\text{Mo}/93\text{Mo}}$ は、 $^{92}\text{Mo} (n, \gamma) ^{93}\text{Mo}$ の熱中性子捕獲断面積、 φ_{th} は熱中性子束、 $\lambda_{\text{Mo}93}$ は ^{93}Mo の壊変定数、 $\lambda_{\text{Nb}93\text{m}}$ は ^{93}mNb の壊変定数である。 N_1 については以下の式より求まる。

$$N_1 = M \times C \times F \times N_A / G$$

ここで、 M ：試料量（g）、 C ：試料中の元素組成（%）、 F ：元素の天然存在比（%）、 N_A ：アボガドロ定数（ mol^{-1} ）、 G ：原子量（amu）

【0028】

ステンレス鋼中の ^{92}Mo の元素組成 C はミルシート等の値を参照することで求められる。また、運転（照射）終了後の冷却期間 t_c を考慮した ^{93}Mo の生成量 $N_{\text{Mo}93}$ は実測により既知であるため、 $N_{\text{Mo}93}$ を以下の式より求めることで、熱中性子束 φ_{th} が導出可能である。

$$N_{\text{Mo}93} = N_{\text{Mo}93\text{m}} \times e^{\lambda_2 t_c}$$

なお、運転停止プラントに対しては、停止期間中の ^{93}Mo からの ^{93}mNb の生成反応についても考慮する必要がある。運転（照射）終了後の冷却期間 t_c を考慮した ^{93}Mo 由来の ^{93}mNb の原子数 $N_{\text{Nb}93\text{m}}$ と放射能 $A_{\text{Nb}93\text{m}}(\text{Mo})$ は以下の式で算出される。

$$N_{\text{Nb}93\text{m}} = (\lambda_2 / (\lambda_3 - \lambda_2)) N_{\text{Mo}93} (e^{-\lambda_2 t_c} - e^{-\lambda_3 t_c}) + N_{\text{Nb}}$$

10

20

30

40

50

$${}^9_3\text{m e}^{-\lambda_3 t c}$$

$$A_{Nb93m}(Mo)' = N_{Nb93m}' \lambda_3$$

【0029】

高速中性子束 ϕ_f は、 ${}^9_3\text{Nb}$ と高速中性子の非弾性散乱により生成する ${}^9_3\text{mNb}$ の放射能 $A_{Nb93m}(Nb)$ 、 ${}^9_3\text{mNb}$ の放射能量測定結果 A_{Nb93m}' 、放射能量測定時の ${}^9_3\text{Nb}$ 由来の ${}^9_3\text{mNb}$ の放射能量 $A_{Nb93m}(Nb)'$ 、放射能量測定時の ${}^2\text{Mo}$ 由来の ${}^9_3\text{mNb}$ の放射能量 $A_{Nb93m}(Mo)'$ 、 ${}^9_3\text{Nb}$ の初期量 N_{Nb93}' 、 ${}^9_3\text{Nb}$ (n, n') ${}^9_3\text{mNb}$ の非弾性散乱断面積 $\sigma_{Nb93/93m}$ 、 ${}^9_3\text{mNb}$ の崩壊定数 λ_{2Nb93m} を用いて以下の式で表される。

$$A_{Nb93m}(Nb)' = A_{Nb93m}' - A_{Nb93m}(Mo)'$$

$$A_{Nb93m}(Nb) = A_{Nb93m}(Nb)' \times e^{\lambda_{Nb93m} t c}$$

$$\phi_f = A_{Nb93m}(Nb) / [N_{Nb93} \sigma_{Nb93/93m} \{1 - \exp(-\lambda_{Nb93m} t c)\}]$$

N_{Nb93} は、 ${}^9_3\text{Nb}$ の初期量を示しており、 ${}^9_3\text{Nb}$ の濃度を元に N_1 と同様の手法で求める。

【0030】

以上のようにして高速中性子束 ϕ_f 及を求めることができる（図1のステップ19）。そして、高速中性子束 ϕ_f 及び運転年数（照射期間） t を用いることで、試料2が原子炉内に装荷された燃料から受ける中性子照射量が算出される。以上より、初期のNb濃度が不明なステンレス鋼を使用した中性子照射量評価が可能となる（図1のステップ20）。

【0031】

${}^9_3\text{mNb}$ より求められる高速中性子束の実測値を用いて炉内構造物の高速中性子束の解析値を補正する（図1のステップ21）。縦軸を高速中性子束（ $n/cm^2/sec$ ）、横軸を原子炉内装荷燃料からの距離とした図4のグラフに示す通り、ある厚さまたは長さを有する炉内構造物の材料劣化事象に関する現在の評価には、高速中性子束の実線で示す解析値101を用いているが、現行評価では評価対象の構造物において、最も中性子束が高い部位の解析値（評価対象部材の燃料最近接部の解析値）を評価に使用している。

【0032】

高速中性子束の実測を行い、対象部材評価時に用いる高速中性子束の解析値101を高速中性子束の一点鎖線で示す実測値（例1）102や、二点鎖線で示す実測値（例2）103を元に、評価線全体を補正することで構造物の中性子照射量評価を行う。これにより従来は解析値でのみ評価していた原子炉内構造物の中性子照射量評価を実測データに即した値で実施することが可能となる。なお、一点鎖線で示す実測値（例1）は、実線で示す解析値より高速中性子束が高い場合の例を示し、二点鎖線で示す実測値（例2）は、実線で示す解析値より高速中性子束が低い場合の例を示しているが、何れの場合も、102、103で示す円形の領域においては、最も中性子束が高い部位の解析値（評価対象部材の燃料最近接部の解析値）を用いる場合よりも低く評価することができる。

【0033】

図5に材料評価の例として、炉内構造物の照射誘起応力腐食割れの評価に本手法を適用したケースを示す（図1のステップ22）。従来は解析値を元に保守的な中性子照射量を適用していた従来の亀裂進展評価201（実線）に対して、実測値を元に解析値を補正した中性子照射量の値を用いた改善された亀裂進展評価202（点線）によって、照射誘起応力腐食割れによる亀裂深さ及び長さが部材の厚さ、長さまで到達するまでの年数が長くなり、結果として、運転年数の延長が見込まれる。

【0034】

以上のように、第1実施形態によれば、長期停止中の実機プラントのステンレス鋼部材を用いて中性子照射量を実測することで、炉内においても照射量の分布があることのエビデンスの取得が可能となり、中性子照射量影響評価の高度化が可能となる。また、評価対象によっては、中性子照射により誘起される亀裂発生/進展が貫通に至るまでの実効運転年数（EFY）の延長が見込まれる。

10

20

30

40

50

【 0 0 3 5 】

(第 2 実施形態)

次に、第 2 実施形態について説明する。第 2 実施形態では、原子炉の長期運転停止に伴い、 ^{92}Mo 由来の ^{93}Nb の量の割合が徐々に大きくなることを考慮し、 ^{93}Nb 量に対する ^{92}Mo の影響を排除し、より精度よく ^{93}Nb の初期値を推定する。すなわち、中性子照射の終了後に ^{93}Mo の崩壊により生成する $^{93\text{m}}\text{Nb}$ 、および $^{93\text{m}}\text{Nb}$ の崩壊により生成する ^{93}Nb が、 ^{93}Nb の中性子照射前の初期の元素濃度を推定する際に及ぼす影響を評価し、 ^{93}Nb の中性子照射の前の初期値を導出する。この場合以下の式を用いて ^{92}Mo 由来の ^{93}Nb の量を求める。なお、この際分母に $(\lambda_i - \lambda_i)$ となる値は含まない。

10

$$N_{Nb93} = \lambda_1 \lambda_2 \lambda_3 N_1 \times \sum_{i=1}^4 [\{ 1 / (\lambda_1 - \lambda_i) \dots (\lambda_4 - \lambda_i) \} e^{-\lambda_i t}]$$

$$+ \lambda_2 \lambda_3 N_{Mo93} \times \sum_{i=2}^4 [\{ 1 / (\lambda_2 - \lambda_i) \dots (\lambda_4 - \lambda_i) \} e^{-\lambda_i t_c}]$$

【 0 0 3 6 】

ここで、 λ_4 は、 ^{93}Nb の壊変定数 λ_{Nb93} であるが、 ^{93}Nb は天然存在比 100 % の安定同位体のため、 $\lambda_{Nb93} = 0$ である。以上より求められる ^{93}Nb の量から測定により得られる ^{93}Nb の量との差を求めることで、 ^{93}Nb の初期量算出の高度化が可能となる。

【 0 0 3 7 】

以上、本発明のいくつかの実施形態を説明したが、これらの実施形態は例として掲示したものであり、発明の範囲を限定することは意図していない。これら新規な実施形態は、その他の様々な形態で実施されることが可能であり、発明の要旨を逸脱しない範囲で、種々の省略、置き換え、変更、組み合わせを行うことができる。これら実施形態やその変形は、発明の範囲や要旨に含まれるとともに、特許請求の範囲に記載された発明とその均等の範囲に含まれる。

20

【 符号の説明 】

【 0 0 3 8 】

1 …… 照射を受けたステンレス鋼、2 …… 試料、3 …… テフロン（登録商標）ピーカ、4 …… 塩酸、5 …… 硝酸、6 …… フッ酸、7 …… 溶解液、8 …… 質量既知の容器、9 …… 希釈した溶解液。

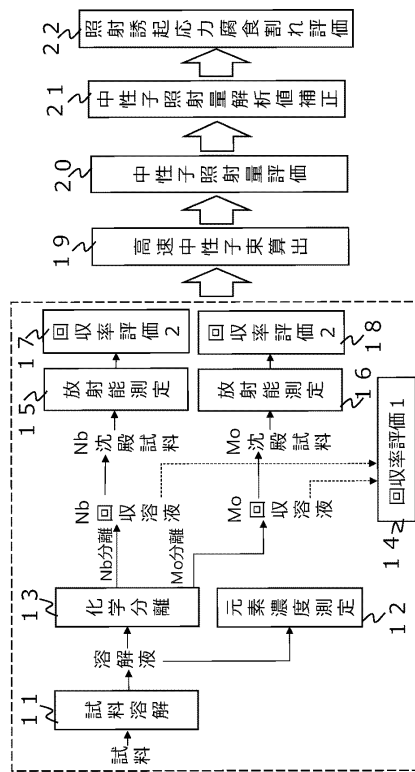
30

40

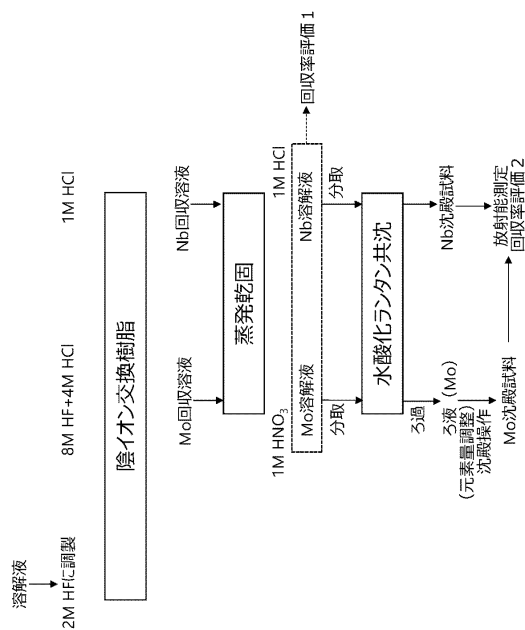
50

【図面】

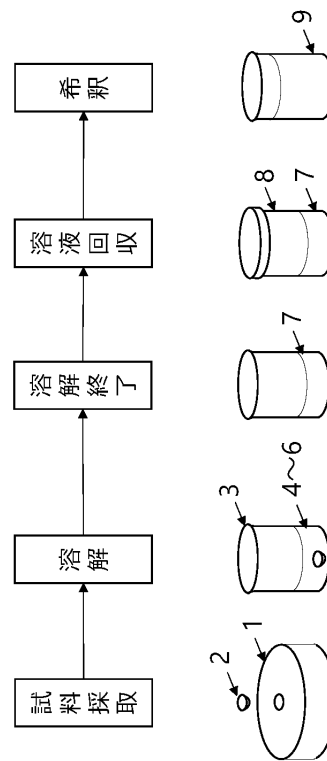
【図 1】



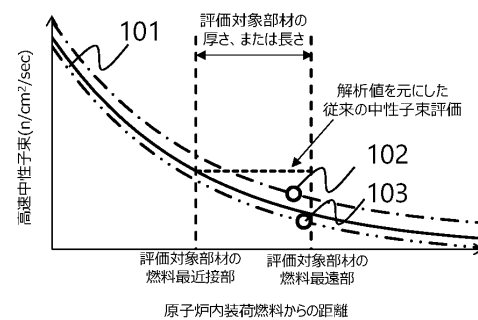
【図 3】



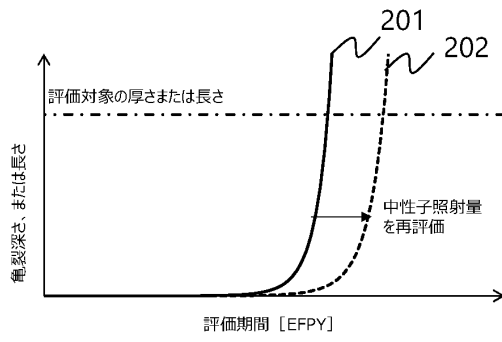
【図 2】



【図 4】



【図 5】



10

20

30

40

50

フロントページの続き

- (72)発明者 小川 琢矢
神奈川県川崎市幸区堀川町 7 2 番地 3 4 東芝エネルギーシステムズ株式会社内
- (72)発明者 市川 真史
茨城県東茨城郡大洗町成田町 2 1 6 3 番地 日本核燃料開発株式会社内
- (72)発明者 茶谷 一宏
茨城県東茨城郡大洗町成田町 2 1 6 3 番地 日本核燃料開発株式会社内
- 審査官 坂上 大貴
- (56)参考文献 特開 2 0 0 5 - 2 4 9 7 0 6 (J P , A)
特開 2 0 0 7 - 2 9 8 4 9 7 (J P , A)
特開 2 0 0 2 - 1 4 8 3 8 3 (J P , A)
特開 2 0 2 1 - 1 7 3 6 9 5 (J P , A)
米国特許第 0 9 9 2 2 7 3 7 (U S , B 1)
一般社団法人 電力中央研究所, 令和4年度原子力施設等防災対策等委託費 (実機材料等を
活用した経年劣化評価・検証 (実機材料を活用した健全性評価に係る研究)) 事業, 委託
成果報告書 (令和4年度), 日本, 原子力規制委員会, 2023年03月, 1-1 - 2-7, 3.2.1.6(2)-1
- 3.3-1
- (58)調査した分野 (Int.Cl., D B 名)
G 2 1 C 1 7 / 0 0 - 1 7 / 1 4