

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 添-1-039 改3
提出年月日	2019年10月25日

V-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

2019年10月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価	2
3.1 評価方法	2
3.2 評価条件	2
3.3 評価結果	7
4. 燃料プール冷却浄化系	14
別紙 1 計算機プログラム（解析コード）の概要	

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第26条及び第69条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料貯蔵プール」という。）で貯蔵し得る容量を踏まえた発熱量に対する冷却能力（スプレーによる燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減含む）について説明するものである。

なお、通常運転時の冷却能力に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故の発生防止等のために設置する燃料プール代替注水系により使用済燃料貯蔵プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能であること、重大事故時に燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、環境への放射性物質の放出をできる限り低減することを説明する。

2. 基本方針

技術基準規則第69条第1項及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵プールからの水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位が低下した場合において、燃料プール代替注水系（可搬型スプレーヘッダ又は常設スプレーヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水）により燃料体等の崩壊熱による使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量を上回る注水を行うことで使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等を冷却できる設計とする。

また、技術基準規則第69条第2項及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール代替注水系（可搬型スプレーヘッダ又は常設スプレーヘッダを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレー）により、使用済燃料貯蔵プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回る量の水又は海水を使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレーする設計とする。これにより、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、蒸発量を上回るスプレーは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

燃料プール代替注水系による注水量及びスプレー量と比較する蒸発量の評価にあたっては、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「有効性評価ガイド」という。）を参考に、通常の冷却機能又は注水機能を喪失した場合の、原子炉停止後に最短時間で取り出した全炉心分の燃料体が一時的に保管された使用済燃料貯蔵プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を用いることとする。

3. 評価

3.1 評価方法

使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量に対し、燃料プール代替注水系からの注水量及びスプレイ量が上回ることを確認する。

使用済燃料貯蔵プールの熱負荷（燃料取替のために原子炉から使用済燃料貯蔵プールに取り出した燃料体から発生する崩壊熱，過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計）による，使用済燃料貯蔵プール水の蒸発量は以下の式で求める。なお，顕熱による冷却は保守的に考慮せず，蒸発潜熱のみによる冷却を考慮する。

$$Q = \frac{3600 \times q}{\gamma \times h}$$

ここで、 Q ：蒸発量(m³/h)

q ：使用済燃料貯蔵プールの熱負荷(kW)

γ ：100℃の水の密度(=958kg/m³)

h ：100℃の飽和水蒸発潜熱(=2256.9kJ/kg)

3.2 評価条件

使用済燃料貯蔵プールの熱負荷（崩壊熱）は，有効性評価ガイドを参考に，以下の条件とする。

- a. 使用済燃料貯蔵プールには，貯蔵されている燃料体等の他に，原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。
 - ・使用済燃料貯蔵プールの熱負荷としては，燃料取替のために原子炉から使用済燃料貯蔵プールに取り出した燃料（全炉心分）から発生する崩壊熱と，過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として，崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。
 - ・原子炉を停止してから使用済燃料貯蔵プールへの燃料体の取り出しが完了するまでの期間は，施設定期検査の主要工程及び実績を踏まえて保守的に10日とする。
 - ・施設定期検査ごとに約1/4炉心分（9×9燃料（A型）の平衡炉心における燃料集合体取替体数208体）の使用済燃料が使用済燃料貯蔵プールへ取り出されるものとする。
- b. 使用済燃料の崩壊熱については，燃料組成，燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。
 - ・1サイクルの運転期間は14ヶ月，使用済燃料の取出平均燃焼度を50GWd/t，燃料取替のために原子炉から使用済燃料貯蔵プールに取り出した燃料の平均燃焼度を33GWd/tとし，表3-1，表3-2及び表3-3のとおりとする。
 - ・「a.」及び「b.」の条件に基づく熱負荷（崩壊熱）を表3-1，表3-2及び表3-3に示す。

崩壊熱に関しては、ORIGEN 2 コードにて求めた。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙 1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

（燃料プール代替注水系の冷却能力の評価）

(1) 注水時

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）からの使用済燃料貯蔵プールへの注水量が崩壊熱による蒸発量を上回ることを確認する。

(2) スプレイ時

使用済燃料貯蔵プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けて、熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回るスプレイ水が入ることを確認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても、スプレイ量が熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回ることを確認する。

可搬型スプレイヘッドを使用した、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けたスプレイに関しては、可搬型スプレイヘッドの噴射幅、首振り角度を考慮したスプレイ分布と、可搬型スプレイヘッドの設置位置、使用済燃料貯蔵プール形状・寸法を比較して評価する。

常設スプレイヘッドを使用した、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けたスプレイに関しては、常設スプレイヘッドの設置位置、使用済燃料貯蔵プール形状・寸法を模擬した試験設備で実施したスプレイ試験の結果より評価する。

表 3-1 崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間/1 サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
冷却期間/1 サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
停止期間*1	70 日	70 日
使用済燃料体数	2572 体*2	2364 体*3
施設定期検査時取出燃料体数	—	872 体*3
評価日	運転開始直後	原子炉停止 10 日後*4

注記*1：過去の全燃料取出を実施した施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。

*2：使用済燃料貯蔵プールの最大貯蔵量（3444 体）から 1 炉心分の燃料（872 体）を除いた体数（2572 体）が貯蔵されているものとする。

*3：使用済燃料貯蔵プールの最大貯蔵量（3444 体）から 1 取替分の新燃料のスペース（208 体）を除いた 3236 体の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（872 体）＋使用済燃料（2364 体））されているものとする。

*4：過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

表 3-2 使用済燃料貯蔵プールの崩壊熱（原子炉運転中）

取出燃料	柏崎刈羽原子力発電所第7号機から発生分				柏崎刈羽原子力発電所他号機から発生分（号機間輸送燃料）			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
5 サイクル 冷却済燃料	—	—	—	—	2×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	476	50	0.198
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.086	—	—	—	—
	—	—	—	—	1×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	528	50	0.277
3 サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.108	—	—	—	—
	—	—	—	—	35ヶ月	528	50	0.404
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.157	—	—	—	—
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+70日	208	50	0.285	—	—	—	—
定期検査時 取出燃料	70日	208	50	1.050	—	—	—	—
小計	—			1.686	—			0.879
崩壊熱合計	崩壊熱:2.565 MW（貯蔵体数 2572 体）							

表 3-3 使用済燃料貯蔵プールの崩壊熱（原子炉停止中）

取出燃料	柏崎刈羽原子力発電所第7号機から発生分				柏崎刈羽原子力発電所他号機から発生分（号機間輸送燃料）			
	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均 燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
5 サイクル 冷却済燃料	—	—	—	—	2×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	476	50	0.198
4 サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.088	—	—	—	—
	—	—	—	—	1×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	528	50	0.277
3 サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.112	—	—	—	—
	—	—	—	—	35ヶ月	528	50	0.404
2 サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.167	—	—	—	—
1 サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	0.312	—	—	—	—
定期検査時 取出燃料	10日	872	33	9.341	—	—	—	—
小計	—			10.020	—			0.879
崩壊熱合計	崩壊熱:10.899 MW（貯蔵体数 3236 体）							

3.3 評価結果

a. 燃料プール代替注水系による使用済燃料貯蔵プールへの注水

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料貯蔵プールからの蒸発量は約 19m³/h であり、45 m³/h 以上*の補給能力を持つ可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) を設置することで、この蒸発量を上回る注水を確保できる。

図 3-3 及び図 3-4 に可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水時の系統概要図を示す。

注記*：本工事計画のうち、使用済燃料貯蔵プール注水時の可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の容量として記載している下限値。

使用済燃料貯蔵プールに接続する配管の損傷による水位低下に対しても、現場での弁操作による漏えい箇所の隔離操作又はサイフォンブレイク孔の効果により漏えいは止まるため、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) により蒸発量を上回る注水を実施することで、放射線の遮蔽に必要な水深を確保することができる。

b. 燃料プール代替注水系による使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ

(1) 可搬型スプレイヘッド

「3.1 評価方法」の式で求めた使用済燃料貯蔵プールの蒸発量は、約 19m³/h であるが、メーカ工場でのスプレイ試験に基づくスプレイ分布をスプレイヘッド設置位置と使用済燃料貯蔵プール形状・寸法に照らし合わせた結果、可搬型スプレイヘッドからのスプレイ量(約 48m³/h)のうち、蒸発量を上回るスプレイ量(使用済燃料貯蔵プール南側からスプレイする場合：約 、北側からスプレイする場合：約) を使用済燃料貯蔵プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイし、輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

図 3-3 に可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

表 3-4 にスプレイ試験条件を、図 3-1 にスプレイ試験に基づくスプレイ分布を、図 3-2 に使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッドの設置位置とスプレイ分布を示す。図 3-2 により使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。

表 3-4 スプレー試験条件

項目	試験条件
スプレー量 (霧状)	<input type="text"/> (約 48m ³ /h)
スプレー到達距離	<input type="text"/>
スプレーヘッド (ノズル) 仰角	
スプレーヘッド (ノズル) 自動旋回角度	
スプレー時間	
スプレーヘッド設置高さ	
測定用の容器	

K7 ① V-1-3-4 R0



図 3-1 スプレー試験に基づくスプレー分布

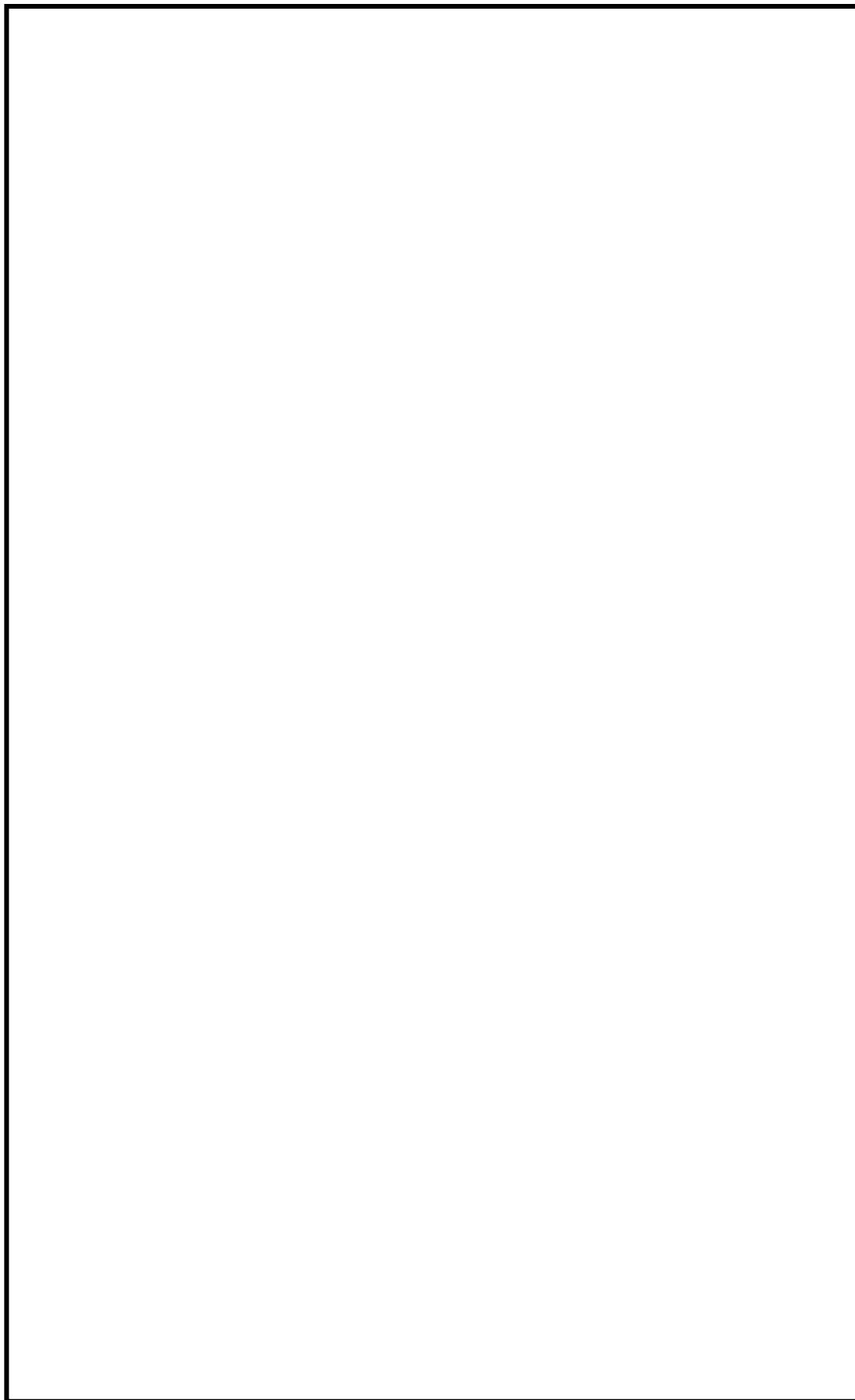


図 3-2 使用済燃料貯蔵プールにおける可搬型スプレイヘッドの
設置位置とスプレイ分布

(2) 常設スプレイヘッド

常設スプレイヘッドを使用したスプレイにより、使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵される全燃料のうち、2炉心分の燃料が貯蔵されるエリアに対し []、それ以外の全てのエリアに対しても [] のスプレイ量が確保できる。

このスプレイ量を図3-1に示す可搬型スプレイヘッドのスプレイ分布と比較すると、常設スプレイヘッドによる [] のスプレイ量は、図3-1中では [] [] のスプレイ量に相当するものである。可搬型スプレイヘッドを使用した場合に、 [] のスプレイができる箇所は限定的だが、常設スプレイヘッドでは [] のスプレイ量で2炉心分の燃料が貯蔵されるエリアに対してスプレイできる。また、上記のエリア以外に対しても少なくとも [] のスプレイ量を確保できることから、常設スプレイヘッドを使用したスプレイは可搬型スプレイヘッドを使用した場合と比較して十分な量のスプレイ量を確保でき、可搬型スプレイヘッドを使用した場合と同様に蒸発量を上回るスプレイ量を使用済燃料貯蔵プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイし、輻射や蒸気の大気による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

図3-5に常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

以上より、使用済燃料貯蔵プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。

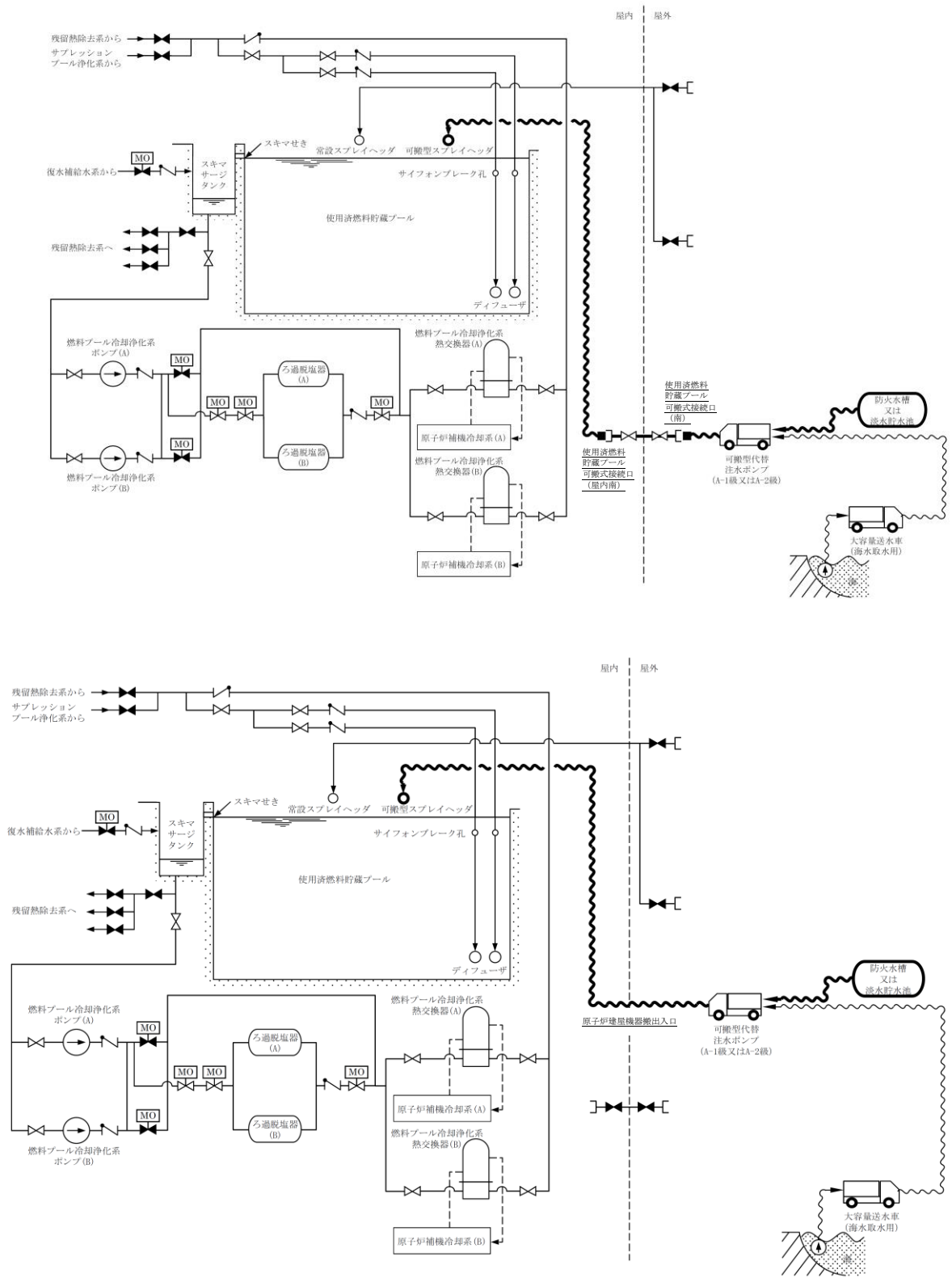


図 3-3 可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水及びスプレイ時の系統概要図

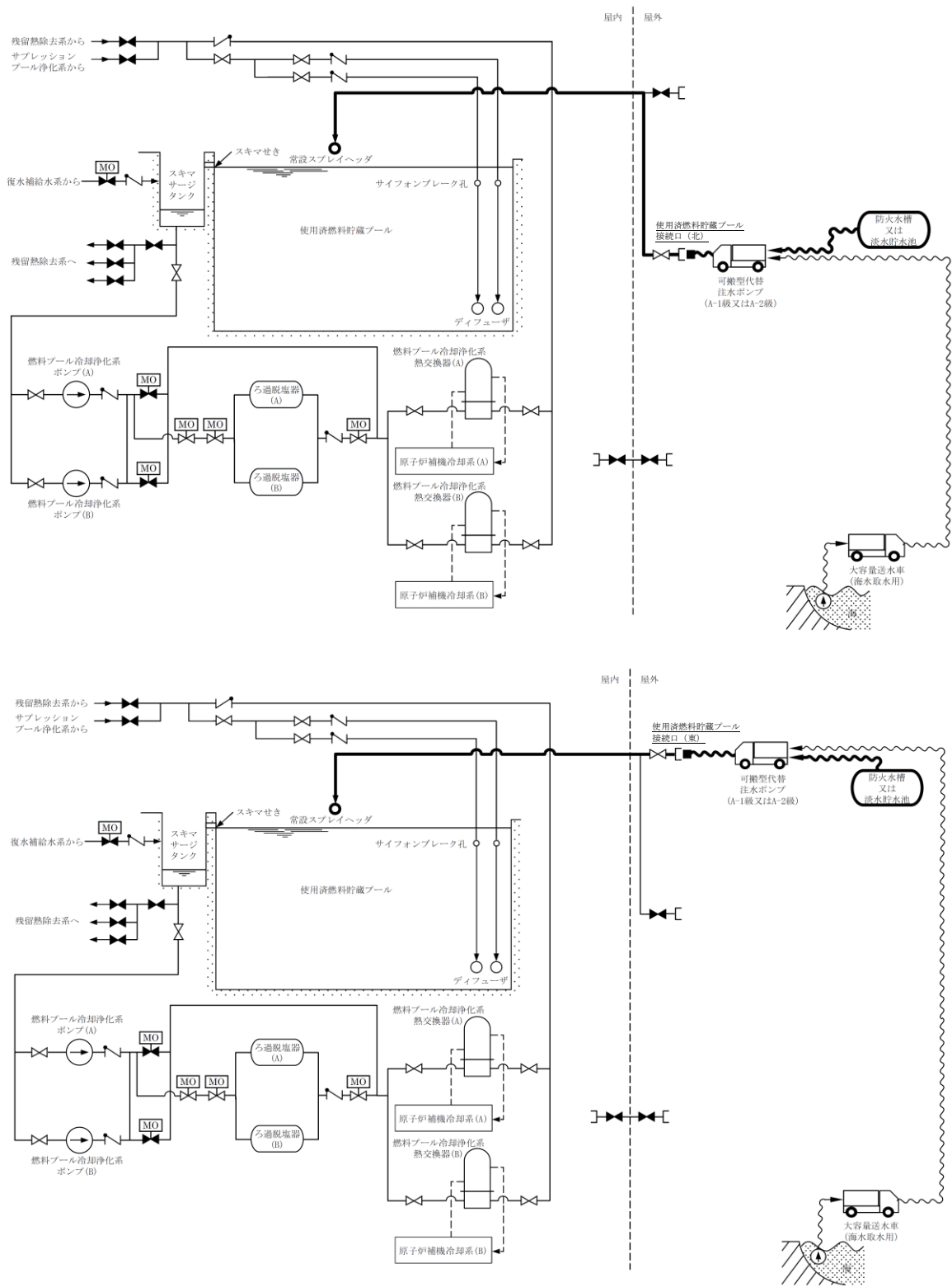


図 3-4 常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの注水時の系統概要図

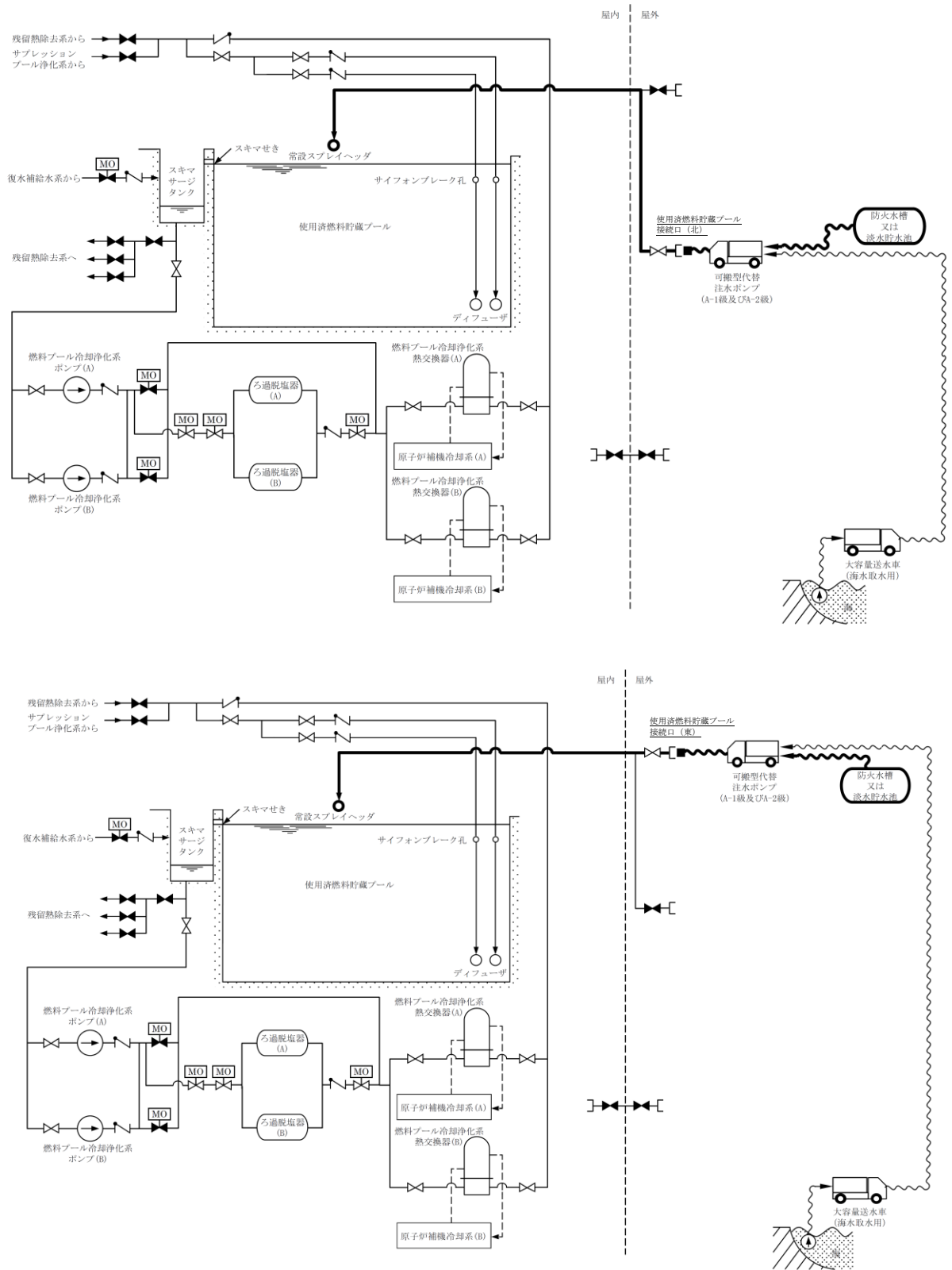


図 3-5 常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料貯蔵プールへの
スプレイ時の系統概要図

4. 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器は、設計基準対象施設として有する使用済燃料貯蔵プールの除熱機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系を使用することで、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている使用済燃料から発生する崩壊熱を除去できる設計とする。図4-1に代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料貯蔵プール冷却時の系統概要図を示す。

重大事故等時において使用する燃料プール冷却浄化系熱交換器は、使用済燃料貯蔵プールの重大事故等時における使用時の温度77℃を超えないように、使用済燃料貯蔵プール想定熱負荷2.57MWを代替原子炉補機冷却系から冷却水が供給される1個の熱交換器で除去できる設計とする。

また、使用済燃料貯蔵プール水を冷却可能な容量として、燃料プール冷却浄化系熱交換器1個に対して125m³/hを送水可能な燃料プール冷却浄化系ポンプ（定格250m³/h/個）を重大事故等時において1個使用する設計とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系ポンプの容量の根拠は、各機器の容量設定根拠に記載する。

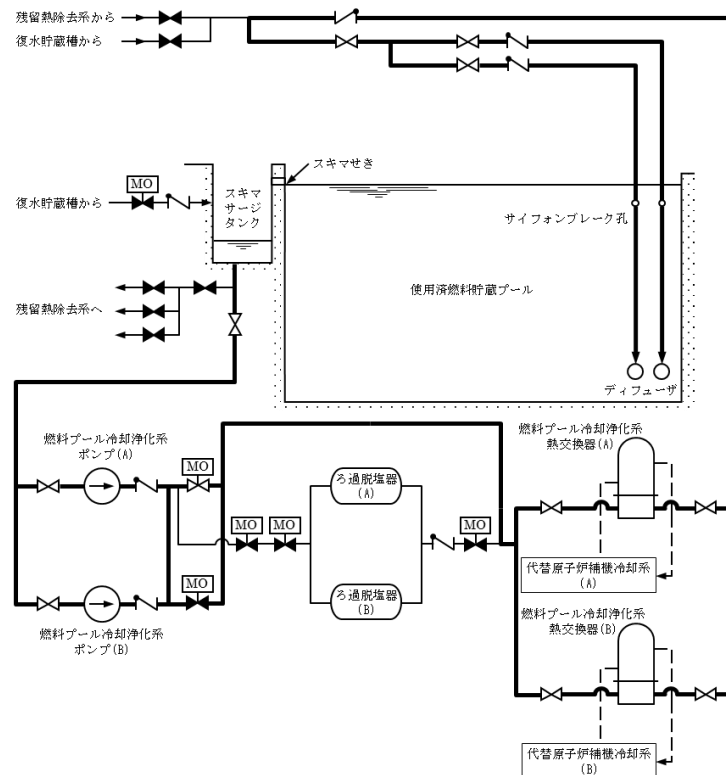


図4-1 代替原子炉補機冷却系を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料貯蔵プール冷却時の系統概要図

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、V-1-3-4「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」において使用した計算機プログラム（解析コード）ORIGEN2について説明するものである。

本解析コードを使用した添付書類を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
V-1-3-4	使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	2.2

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	ORIGEN 2
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の崩壊熱評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980 年
使用したバージョン	2.2
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために ORNL で開発され公開された燃焼計算コードであり、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p> <p>また、国内の最新の使用済燃料についての評価精度向上を目指し、日本原子力研究所シグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて JENDL 核データセットに基づく ORIGEN2 用ライブラリが作成され、公開されている。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>本解析コードの検証内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・本解析コードは、燃焼計算によって得られた核種生成量から炉心内蔵量等々を評価するコードであり、計算に必要な主な条件は組成、照射条件、核データライブラリである。これら評価条件が与えられれば評価は可能であり、本解析コードは使用目的に記載する評価に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・米国原子力学会 (ANS) の Nuclear Technology vol.62 (1983 年 9 月) の「ORIGEN2 :A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristic of Nuclear Materials」において、ANS

	<p>標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・日本原子力研究所シグマ委員会にて開発された ORLIBJ ライブラリについては、「JENDL-3.3 に基づく ORIGEN2 用 ライブラリ：ORLIBJ33」JAERI-Data/Code 2004-015(2004 年 11 月)等において、核種生成量について照射後試験結果と、本解析コードによる計算値を比較することで妥当性の確認を行っている。 ・今回の使用目的に記載する評価は上記妥当性確認内容と合致しており、本解析コードの使用は妥当である。
--	---