



MX0700366

**INSTITUTO NACIONAL DE INVESTIGACIONES NUCLEARES
DIRECCION DE INVESTIGACION Y DESARROLLO
GERENCIA DE SISTEMAS NUCLEARES**

DEPARTAMENTO DE FISICA DE REACTORES

IT.SN/DFR-020

**INFORME FINAL DEL PROYECTO INTERINSTITUCIONAL ININ-CNSNS
"TERMINO FUENTE ESPECIFICO PARA LA CNLV"**

**Ricardo A. Anaya Mosqueda.
Febrero/1991**

RESUMEN.

El propósito del proyecto interinstitucional ININ-CNSNS "Término Fuente Específico para la CNLV" es el de implantar en la computadora CYBER (CDC 180-830) del ININ, el "Source Term Code Package" (STCP) y hacer las pruebas de operación y funcionamiento correspondientes, usando los datos del problema muestra, para finalmente liberar el paquete, toda vez que mediante el análisis de los resultados ello se considere adecuado. En este reporte se presentan los resultados de la simulación de la secuencia "Pérdida de energía externa" (Station blackout) y "Pérdida total de CA con falla del RCIC y éxito del HPCS", ambas con datos de la Central Laguna Verde.

INTRODUCCION

El STCP es un conjunto de códigos de computadora que se utiliza para evaluar el Término Fuente, -es decir, la liberación de materiales radiactivos al medio ambiente- a consecuencia de un accidente severo (más grave que el de base de diseño) en un reactor nuclear de potencia. La principal contribución de éste y otros paquetes afines, es la de proporcionar una metodología para analizar situaciones específicas de accidentes que permita obtener una predicción del Término Fuente.

El STCP está formado por un conjunto de códigos individuales como son MARCH3, CORCON, CORSOR, VANESA, MERGE, TRAP-MELT-2, NAUA-4, SPARC-B y ICEDF, los cuales contemplan las bases físicas, químicas o principios de ingeniería involucrados en los mecanismos del reactor. Cada código en particular proporciona las bases logísticas de una metodología empleada en la solución de las ecuaciones necesarias para cada fase, sirviendo sus resultados como base de datos para una etapa sucesiva.

El paquete es una herramienta indispensable en trabajos relacionados con el Análisis Probabilístico de Seguridad Nivel 2 (APS N-2).

El STCP está diseñado para ser operado en un sistema CDC, para dado como está escrito en Fortran-77, es posible su transportabilidad a otros sistemas.

Una característica importante del paquete es el tratamiento del transporte de los productos de fisión y su deposición por grupos de importancia radiológica.

El paquete inicia sus cálculos utilizando el código MARCH3, el cual es la herramienta analítica principal para el análisis de las etapas de cada accidente severo, e incluye los principales modelos computarizados de fundición del núcleo usados en el estudio de seguridad en reactores. Originalmente el código MARCH3 fue desarrollado para usarse en reactores de agua a presión (PWR), de los cuales comprende una modelación adecuada y mejorada, pero presenta limitaciones específicas con respecto al análisis de accidentes en reactores de agua en ebullición (BWR), por lo que fue necesario desarrollar modificaciones al código para cada secuencia de accidente severo estudiada. El MARCH3 desarrolla la respuesta termohidráulica del núcleo del reactor, estando diseñado principalmente para tratar accidentes que conducen a una fundición total del núcleo y pudiendo ser utilizado para modelar accidentes menores.

Los demás códigos del STCP -VANESA, TRAP-MELT y NAUA/SPARC/ICEDF- toman los resultados del MARCH3 para modelar el transporte de los productos de fisión y modelar el calor de decaimiento de los elementos combustibles. Los grupos de datos con los que opera el MARCH3 para hacer sus cálculos iniciales son doce: NLMAR, NLINTL, NLSLAB, NLECC, NLHX, NLCOOL, NLMACE, NLBOIL, NLBWR, NLHEAD, NLHOT y NLCRCN cada uno de los cuales tiene diferentes variables que le indican al programa las características del problema o accidente planteado.

Una vez corrido el paquete STCP, los resultados de cada uno de sus códigos, se almacenan en diferentes unidades de salida, las cuales pueden imprimirse o utilizarse como archivos de entrada de datos para unidades de graficación, para poder hacer con ésto un análisis de resultados.

DESARROLLO.

Para poder utilizar el paquete STCP en forma experimental, es decir, de manera apropiada para cada una de las secuencias propuestas, se requiere que cada "variable" de cada uno de los grupos de datos, -NLMAR, NLINTL, etc.- tenga el valor adecuado del reactor al cual se quiera caracterizar, así como los de la secuencia que se quiera modelar con los valores propios de los sistemas, componentes o puntos de disparo de los equipos. Para ello, cada uno de los grupos de datos contiene la siguiente información:

NLMAR: Contiene principalmente la información sobre problemas de ejecución o control de finalización así como banderas de secuencias del problema.

NLINTL: Este grupo de datos puede ser usado para suministrar una tabla del desfogue de agua que caracterice la masa y la energía inicial liberada del sistema primario antes de que se inicien los cálculos de la subrutina BOIL.

NLSLAB: Contiene información sobre los supresores de calor de las paredes de la contención, así como del material de las paredes, su degasificación, transferencia de calor, etc.

NLECC: Proporciona al paquete la información sobre la inyección de los sistemas de emergencia de refrigeración del núcleo (ECCS) y de los tanques de almacenamiento de agua de condensado (RWST), las bombas para emergencias, puntos de ajuste de la recirculación y criterios de falla para las bombas.

NLHX: Contiene la información necesaria al paquete sobre los intercambiadores de calor (HX) y el rocío de agua a la contención.

NLCOOL: Proporciona datos de entrada necesarios para la descripción de los enfriadores del edificio del reactor, en el caso concreto de los ventiladores intercambiadores de calor de la contención.

NLMACE: Contiene los parámetros de entrada de la contención, incluyendo descripción de los eventos de la misma, así como sus condiciones iniciales, modos de supresión de presión, conexiones de los compartimientos y parámetros que modelan la combustión de los componentes de la contención.

EXPERIMENTOS.

Las secuencias efectuadas en la CYBER fueron. el problema muestra ("Sample Problem" con datos del reactor de ZION), la secuencia Te:1.5 ("Station Blackout" con datos de la CNLV) y la secuencia Te:3.5 ("Pérdida Total de C. A. con falla del RCIC y éxito del HPCS", con datos de la CNLV). De todas ellas se obtuvieron los resultados impresos mediante datos de la unidad de salida No. 6, en forma escrita y de las unidades de salida 9 y 11 los cuales fueron graficados.

RESULTADOS.

Los resultados obtenidos de las secuencias descritas en el párrafo anterior se consideran aceptables, dada su semejanza con los reportados en otros informes. Cabe recalcar que, como el paquete está diseñado básicamente para reactores PWR, la actuación de los sistemas de emergencia en los BWR se efectúa mediante el nivel de vapor-agua, por lo que se tuvieron que hacer varias corridas para simular los tiempos de disparo y parada de las bombas de emergencia. Lo anterior es hasta cierto punto limitado ya que en el paquete sólo se cuenta con 6 bombas y un tiempo de arranque y parada para cada una de ellas, lo cual restringe su uso continuo como podría ser en el caso real.

Las corridas, tanto de las secuencias del ejemplo muestra ("Sample Problem" con datos del reactor de ZION -un PWR-), como de las secuencias Te:1.5 y Te:3.5 con datos de la CNLV, arrojaron resultados satisfactorios. Para la primera, después de efectuar modificaciones en los datos de entrada y en algunos comandos y códigos, se obtuvieron resultados similares a los descritos en el reporte de la USNRC de agosto de 1986 titulado "Report on Sample Problem No. 1 for the Source Term Code Package". Para las secuencias Te:1.5 y Te:3.5, con datos específicos de la CNLV, se obtuvieron los siguientes resultados.

Secuencia Te:1.5 - En la secuencia de Station Blackout (SBO), el nivel de agua-vapor va disminuyendo muy rápidamente debido a la despresurización por las válvulas de seguridad y alivio, sin suministro de refrigerante por ningún otro medio. El núcleo se empieza a descubrir -el nivel de vapor-agua llega a la parte superior activa del núcleo (TAF), el cual se encuentra a una distancia de 3.81 m de la parte inferior activa del núcleo (BAF) o de 9.04 m del nivel cero de la vasija- a los 2,711.34 segundos (45 min 11 s). Debido a las condiciones de sobrecalentamiento, el núcleo se empieza a fundir a los 8,791.44 s (2 h 26 min 31 s), para finalmente desplomarse a los 10,719.36 s (2 h 58 min 39 s). Estos y otros datos se encuentran en el resumen de resultados almacenado en la unidad 12. En el anexo 1 se muestran algunos de los resultados obtenidos para esta secuencia y en los anexos 2 al 6 aparecen en forma gráfica parámetros considerados de importancia como son: Nivel de agua-vapor, Masa de agua en el sistema primario, vapor y agua por las SRV's, Presión en la vasija del reactor y Fracción fundida del núcleo.

Secuencia Te:3.5 - Esta secuencia, como ya se describió, consiste en la pérdida total de corriente alterna con falla del RCIC y éxito del HPCS para la CMLV. El desarrollo de eventos en esta secuencia es similar al de la anterior con la diferencia de que en ésta sí funciona el rocío del núcleo a alta presión (HPCS), aunque sus bombas sólo actúan durante periodos muy cortos (aproximadamente 4 minutos), hasta que se alcanza el nivel 2 de agua-vapor en la vasija del reactor, 6.95 m con respecto al BAF. Además, aún cuando el arranque y parada del motor de la bomba se modelan únicamente 6 veces, el tiempo para que se empiece a descubrir el núcleo es de 23,422.20 s (6 h 30 min 22 s) o sea casi 10 veces mayor que el tiempo calculado para la secuencia anterior. Asimismo, el tiempo para que el núcleo se colapse es de 35,810.99 s (9 h 56 min 50 s) y el tiempo para que la contención empiece a fallar es de 36,647.06 s (10 h 10 min 47 s). El anexo 7 muestra algunos datos tomados de la unidad 12 de salida para esta secuencia; los anexos 8 al 12 representan en forma gráfica los mismos parámetros seleccionados que para la secuencia anterior (Te:1.5), para su comparación.

CONCLUSIONES.

El proyecto interinstitucional ININ-CNSMS se cumplió en tiempo y forma en cada una de las actividades y tareas contempladas. Además, se implementó la graficación de resultados y la corrida de la secuencia Te:3.5, lo que no estaba contemplado inicialmente en los trabajos. Con la liberación del paquete por parte del personal de la CNSMS y la experiencia adquirida, se puede continuar con el estudio de otras secuencias específicas, tarea que es indispensable para el cálculo del "Término Fuente", actividad insoslayable en los estudios de APS Nivel 2.

BIBLIOGRAFIA.

1. J. A. Gieseke, et al; "Source Term Code Package - A User's Guide (Mod 1)", NUREG/CR-4585 BMI-2138, U.S.NRC, Washington, DC 2055, July 21, 1986.
2. Laguna Verde; "Final Safety Analysis Report (FSAR)"; Vols. I, V, VI, VII and XVI; Laguna Verde Nuclear Power Plant, units 1 & 2.
3. S. R. Greene; "Realistic Simulation of Severe Accidents in BWR's - Computer Modeling Requirements", NUREG/CR-2940; ORNL Tennessee; April 1984.
4. R. D. Wooton, et al; "MARCH2 (Meltdown Accident Response Characteristics) Code Description and User's Manual"; NUREG/CR-3988; Battelle Columbus Laboratories, Ohio; September 1984.

5. Laguna Verde; "Residual Heat Removal - System Description 42".
6. Laguna Verde; "High Pressure Core Spray - System Description 43".
7. Laguna Verde; "Low Pressure Core Spray - System Description 44".
8. Laguna Verde; "Nuclear Pressure Relief - System Description 52".

LAGUNA VERDE CASO 1.1.1 SECUENCIA TE 1:5

SUMMARY OF RESULTS MARCH 3 V192 14APR87

(192 MOD) 91/01/30. 15.56.30.

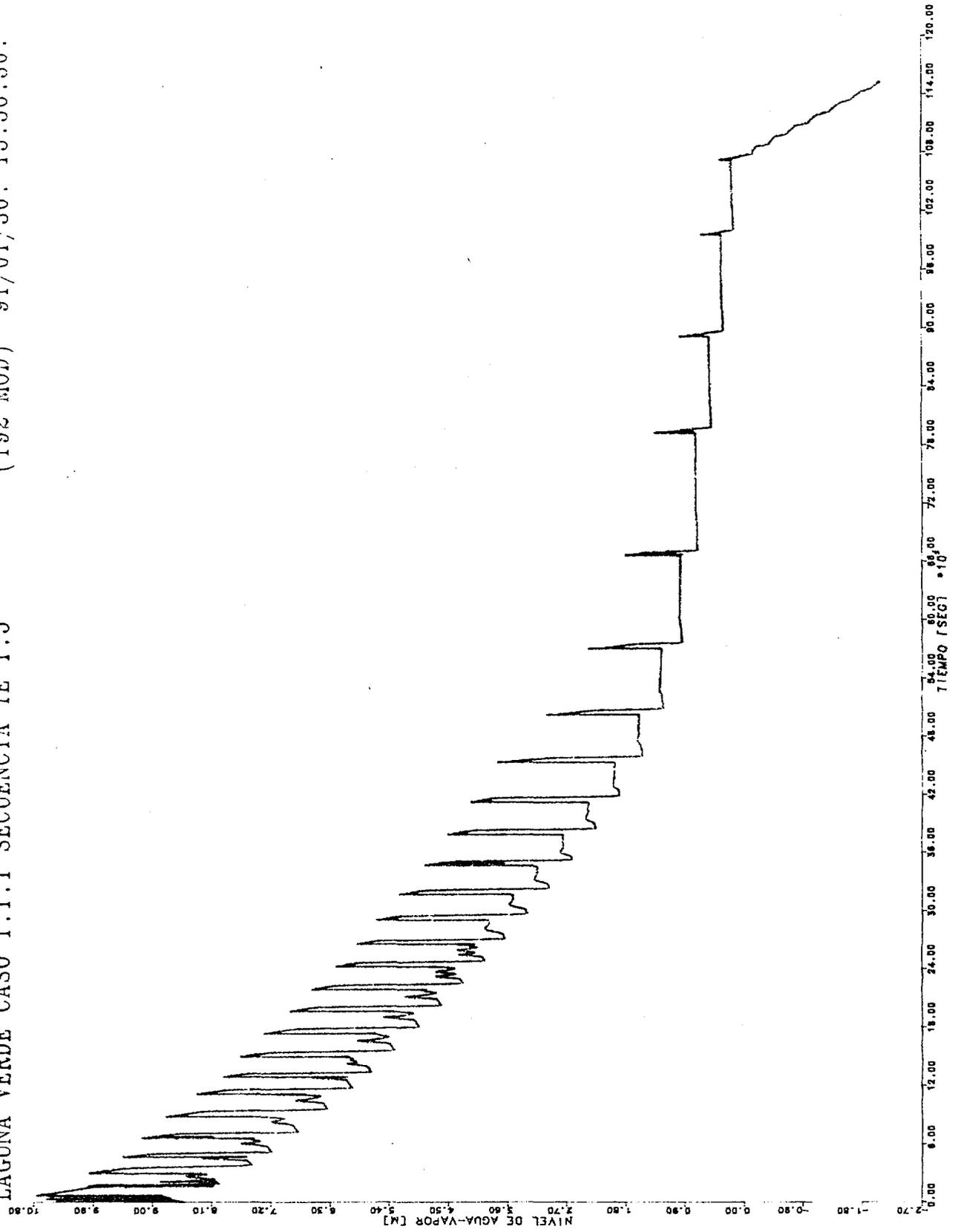
OTHE REACTOR IS A BWR
OCONTAINMENT COOLED BY COOLERS
OTHE ACCIDENT IS A NORMAL TRANSIENT
OCONTAINMENT SPRAY DOES NOT WORK
OECC SYSTEM DOES NOT WORK
OHYDROGEN BURNS ARE NOT ACCOUNTED FOR
ODUTPUT IS IN SI UNITS

EVENT	TIME (MIN)	PRIMARY PRESSURE	CONTMNT PRESSURE	DEBRIS		FRACTION OF ZIRC REACTED
				MASS	TEMP	
OCORE UNCOVER	2711.34	8.071	.116			
OSTART MELT	8791.44	8.365	.135		2549.8	.0499
OCORE SLUMP	10719.36	8.505	.191	2.2700E-01	2843.2	.1444
FRACTION CORE MELTED						
GSTART HEAD HEATUP	10768.91	8.255	.260	1.4984E+05	2549.8	.1908
GBOTTOM HEAD FAILED	11513.15	8.479	.318	1.4984E+05	2456.8	.1908
O 4 NORMAL EXIT	MARCH: WHERE > IS					

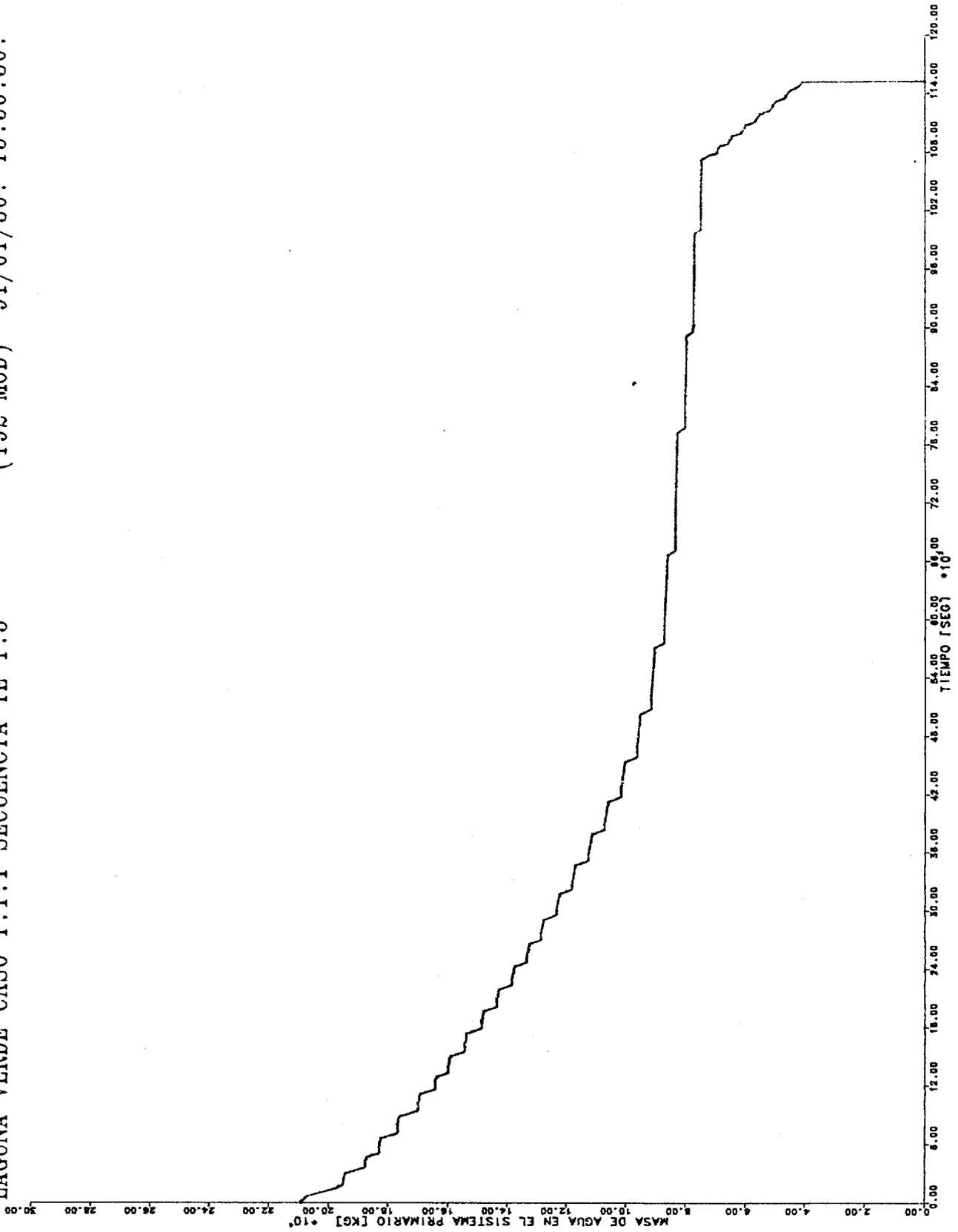
ONUMBER OF MARCH TIMESTEPS = 1716
NUMBER OF MACE TIMESTEPS = 1750
NUMBER OF BOIL TIMESTEPS = 1715
NUMBER OF CORCON TIMESTEPS = 0

Anexo 1.- Resumen de Resultados para la Secuencia Te:1.5

LAGUNA VERDE CASO 1.1.1 SECUENCIA TE 1:5 (192 MOD) 91/01/30. 15.56.30.

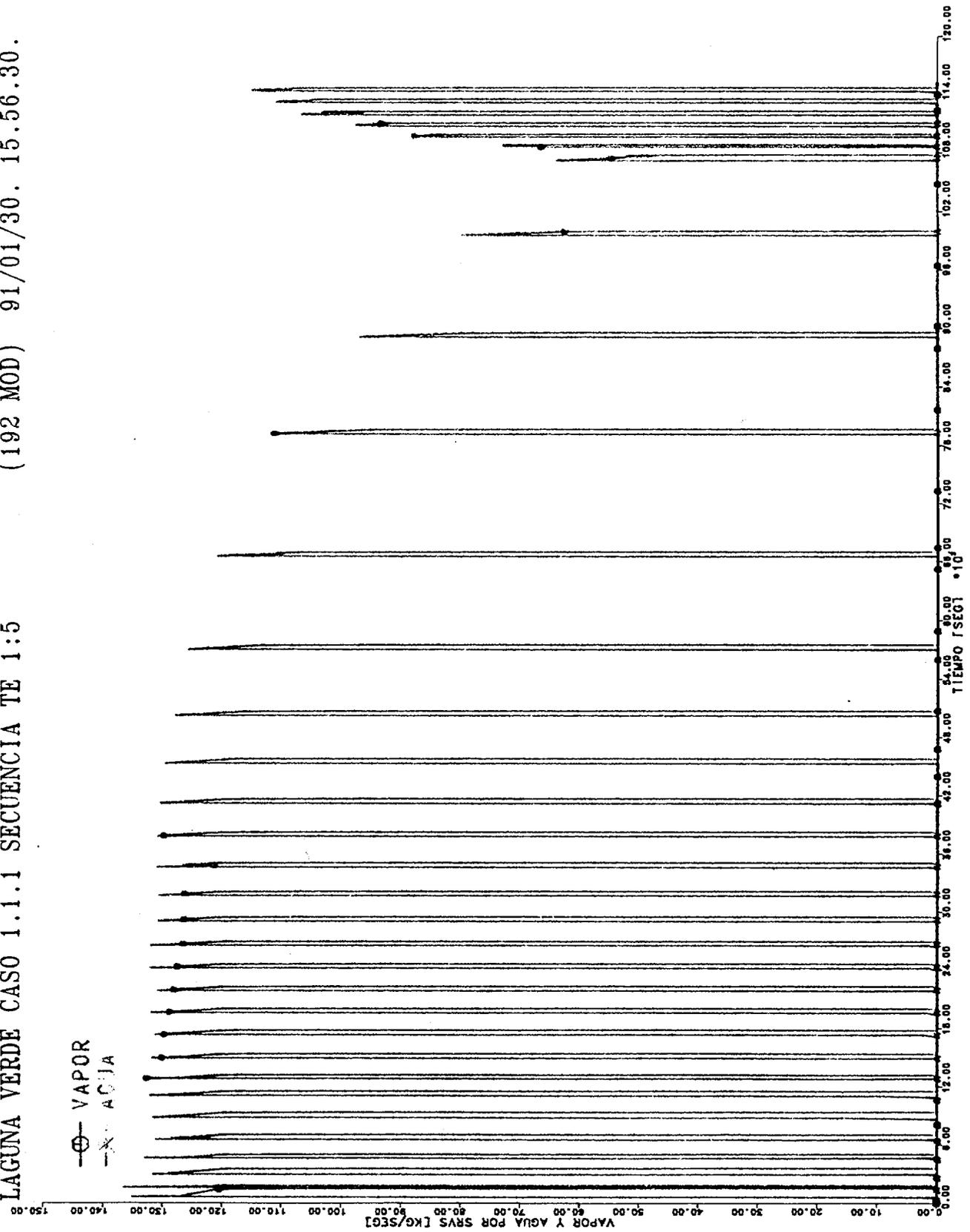


LAGUNA VERDE CASO 1.1.1 SECUENCIA TE 1:5 (192 MOD) 91/01/30. 15.56.30.

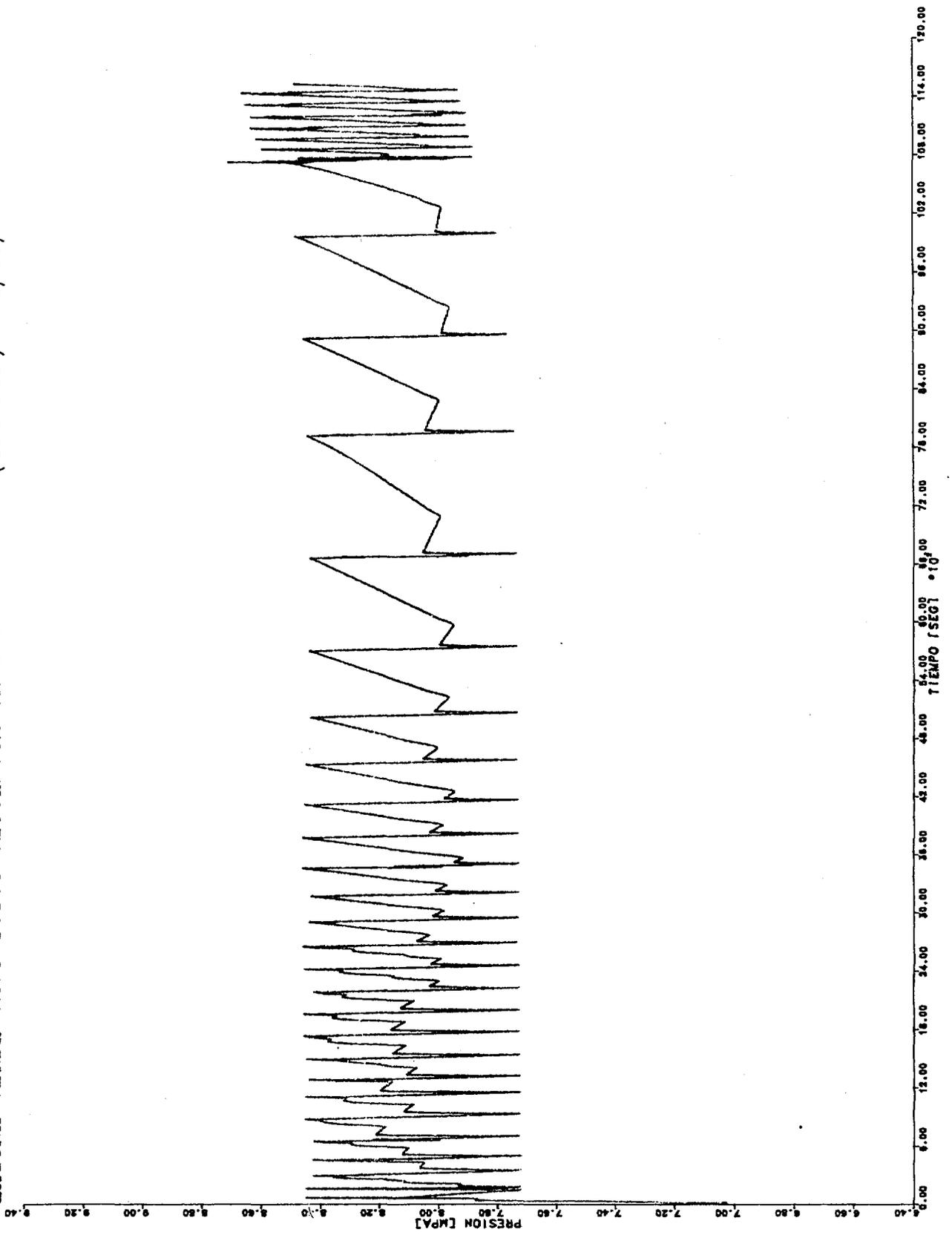


Anexo 3.- Secuencia Te:1.5. Masa de Agua en el Sistema Primario.

LAGUNA VERDE CASO 1.1.1 SECUENCIA TE 1:5 (192 MOD) 91/01/30. 15.56.30.



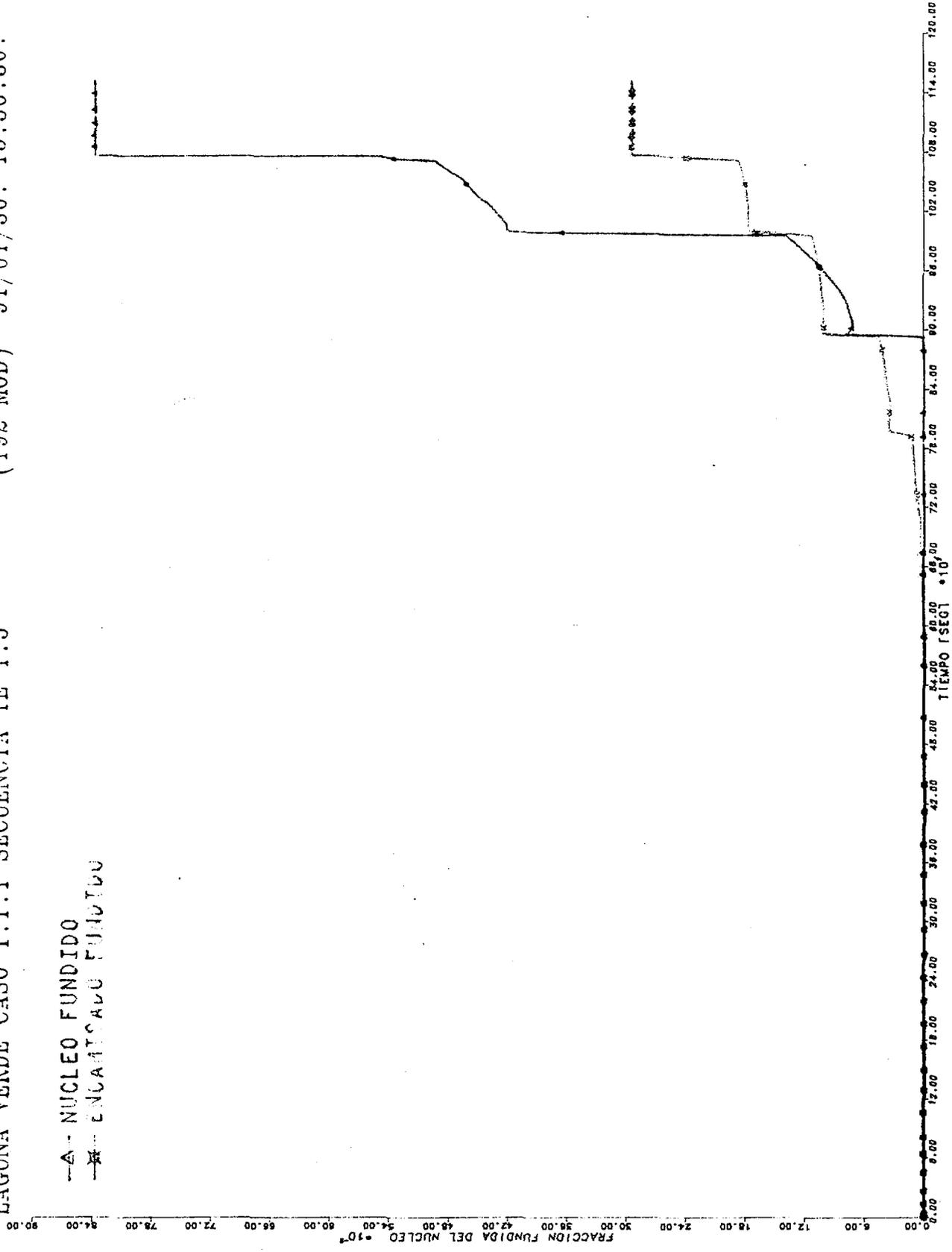
LAGUNA VERDE CASO 1.1.1 SECUENCIA TE 1:5 (192 MOD) 91/01/30. 15.56.30.



Anexo 5.- Secuencia Te:1.5. Presión en la Vasija.

LAGUNA VERDE CASO 1.1.1 SECUENCIA TE 1:5 (192 MOD) 91/01/30. 15.56.30.

—▲— NUCLEO FUNDIDO
 —*— ENLAZADO FUNDIDO



Anexo 6.- Secuencia Te:1.5. Fracción Fundida del Núcleo.

LAGUNA VERDE CASO 2.1.17 SECUENCIA TE 3:5

SUMMARY OF RESULTS MARCH 3 V192 14APR87

(192 MOD) 91/01/31. 10.43.17.

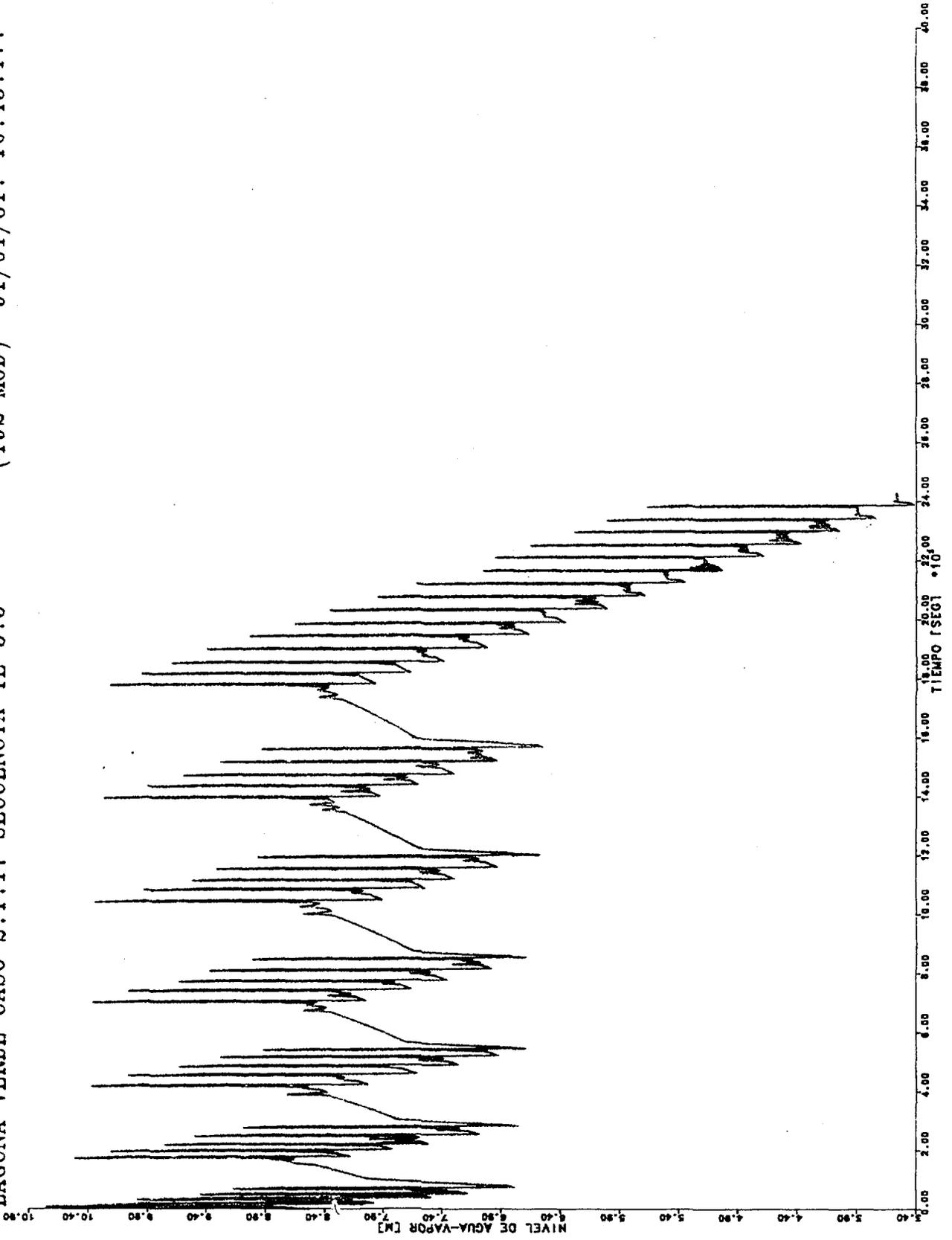
OTHE REACTOR IS A BWR
 OTHE ACCIDENT IS A NORMAL TRANSIENT
 OCONTAINMENT SPRAY DOES NOT WORK
 OECC SYSTEM WORKS
 OHYDROGEN BURNS ARE NOT ACCOUNTED FOR
 OOUTPUT IS IN SI UNITS

EVENT	TIME (MIN)	PRIMARY PRESSURE	CONTMNT PRESSURE	DEBRIS		FRACTION OF ZIRC REACTED
				MASS	TEMP	
OCORE UNCOVER	23422.20	7.980	.145			
OSTART MELT	33097.47	8.400	.168		2549.8	.0555
* OECC OFF	33097.47	8.400	.168			
OSTART MELT	33236.99	8.118	.179		2549.8	.0696
OCORE SLUMP	35810.99	8.066	.248	2.0767E-01	2831.2	.1483
FRACTION CORE MELTED						
OSTART HEAD HEATUP	35838.11	8.518	.287	1.4958E+05	2549.8	.1734
OBOTTON HEAD FAILED	36644.78	7.973	.361	1.4958E+05	2126.9	.1734
OCONTMNT FAIL	36647.06	7.973	2.137			
O 4 NORMAL EXIT	MARCH: WHERE > IS					

ONUMBER OF MARCH Timesteps = 4388
 NUMBER OF MACE Timesteps = 4413
 NUMBER OF BOIL Timesteps = 4387
 NUMBER OF CORCON Timesteps = 0

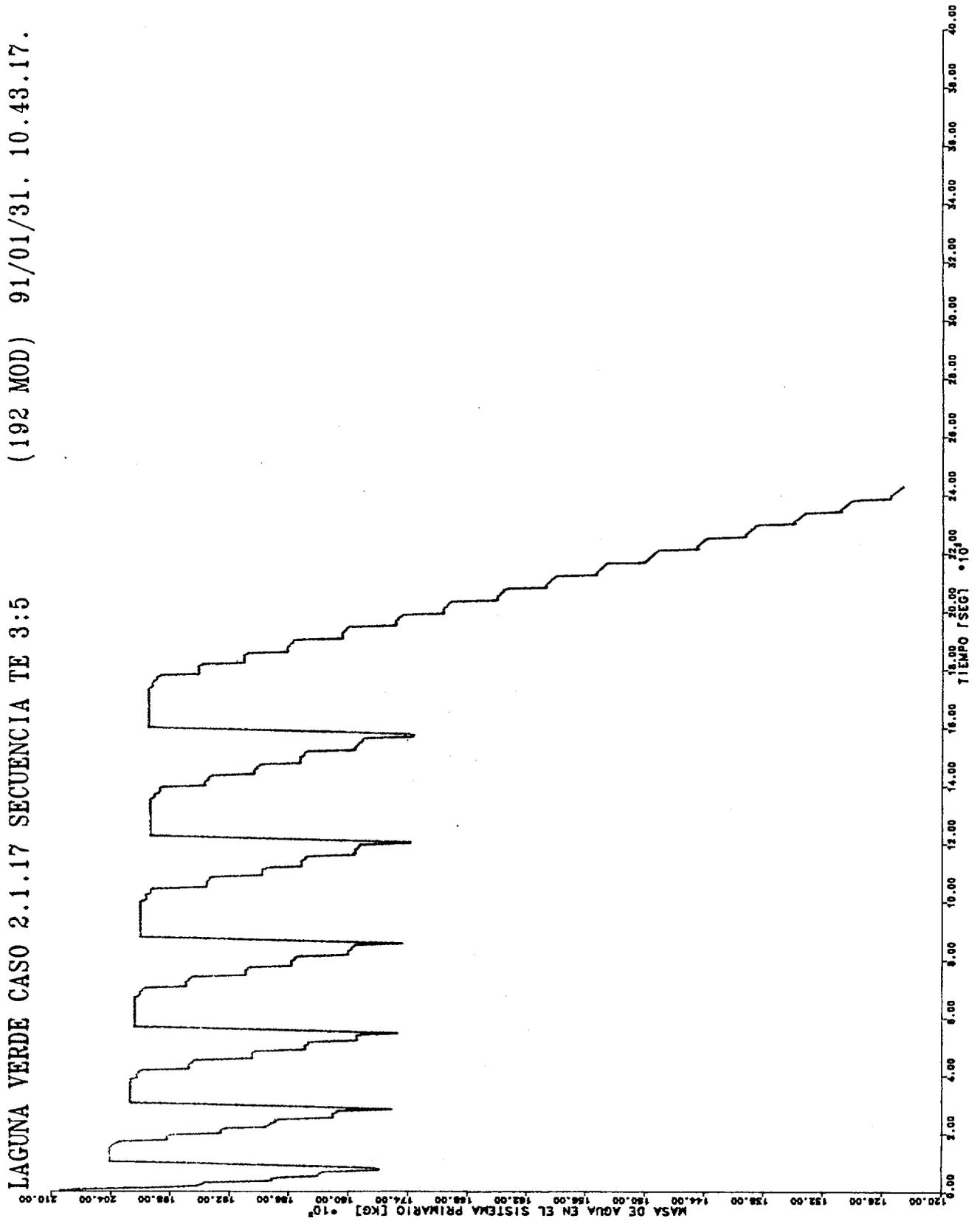
Anexo 7.- Resumen de Resultados para la Secuencia Te:3.5

LAGUNA VERDE CASO 2.1.17 SECUENCIA TE 3:5 (192 MOD) 91/01/31. 10.43.17.



Anexo 8.- Secuencia Te:3.5. Nivel de Agua-Vapor.

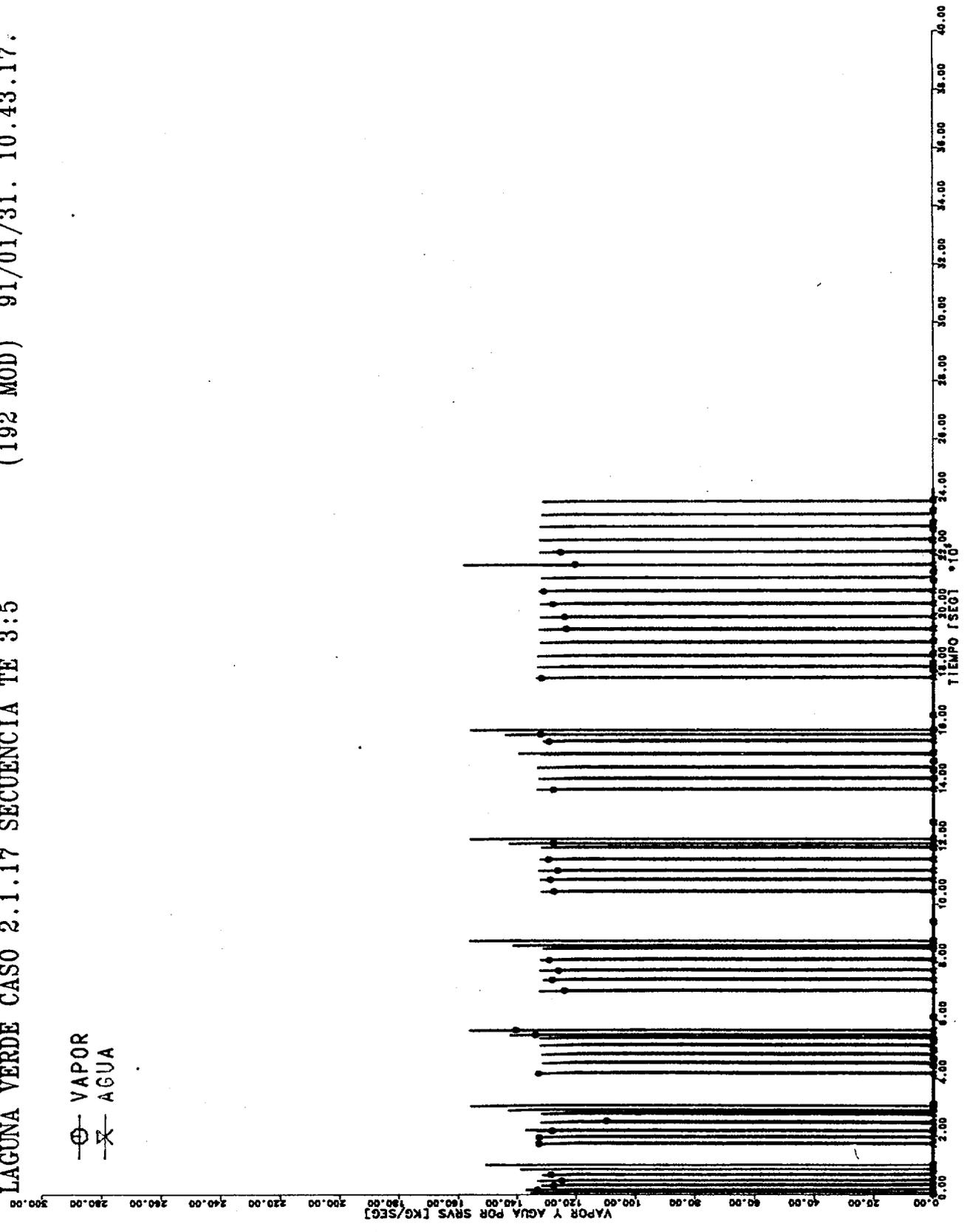
LAGUNA VERDE CASO 2.1.17 SECUENCIA TE 3:5 (192 MOD) 91/01/31. 10.43.17.



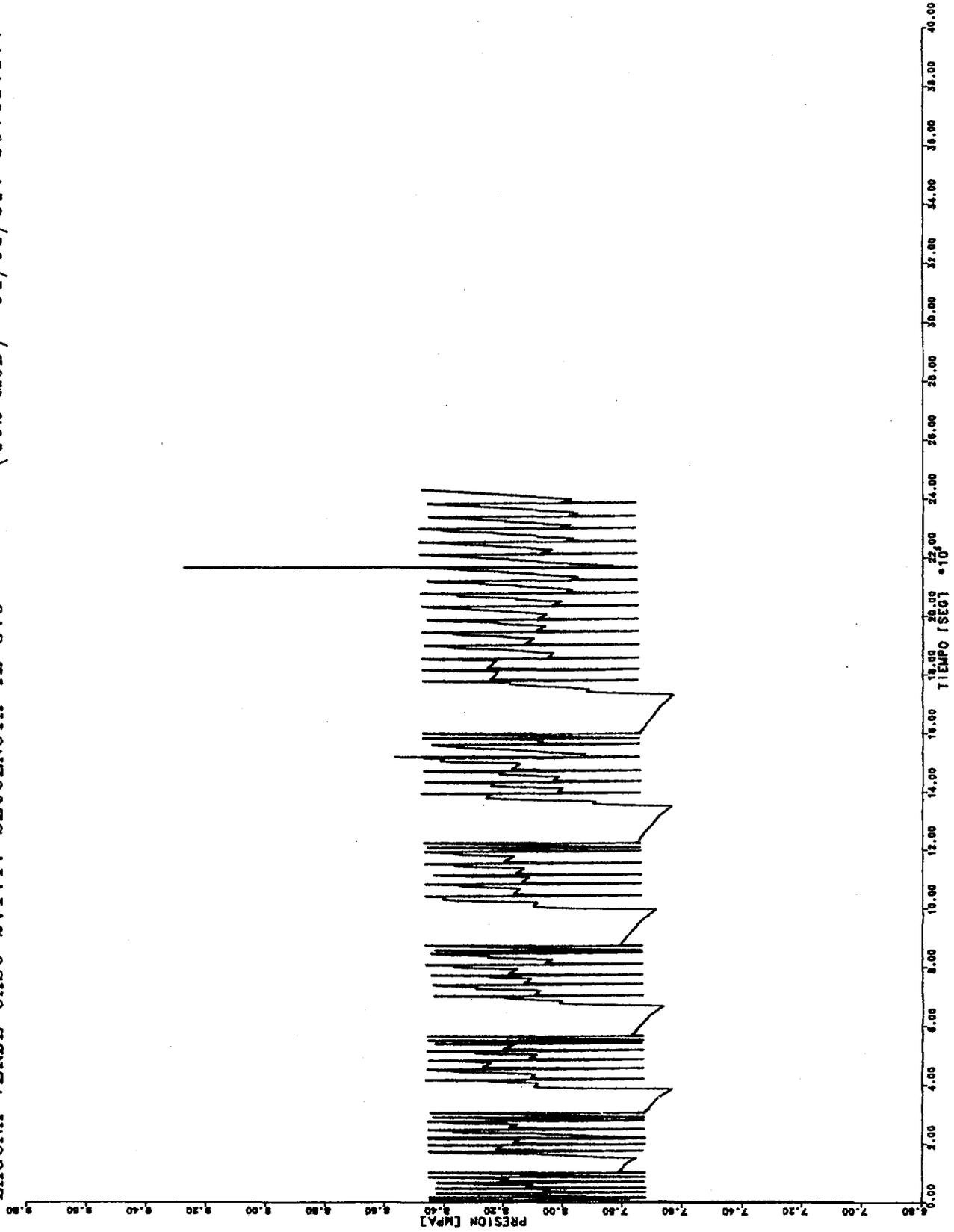
Anexo 9.- Secuencia Te:3.5. Masa de Agua en el Sistema Primario

LAGUNA VERDE CASO 2.1.1.17 SECUENCIA TE 3:5 (192 MOD) 91/01/31. 10.43.17.

⊖ VAPOR
 ✕ AGUA



LAGUNA VERDE CASO 2.1.17 SECUENCIA TE 3:5 (192 MOD) 91/01/31. 10.43.17.



LAGUNA VERDE CASO 2.1.17 SECUENCIA TE 3:5 (192 MOD) 91/01/31. 10.43.17.

—▲— NUCLEO FUNDIDO
 —X— ENCAMISADO FUNDIDO

